

九州電力株式会社「川内原子力発電所保安規定変更認可申請」 (1号炉の高経年化技術評価等)の認可について

平成27年8月5日
原子力規制庁

1. 審査の経緯等

- 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）において、運転開始後30年を経過する実用発電用原子炉について、原子炉設置者に対し、10年ごとに機器・構造物の劣化評価及び長期保守管理方針の策定（以下「高経年化技術評価等」という。）を義務付け、長期保守管理方針を保安規定に記載することとしている。
- 川内原子力発電所1号炉は平成26年7月4日に運転開始以後30年を経過することから、九州電力から原子力規制委員会（以下「規制委員会」という。）に対し、平成25年12月18日、高経年化技術評価等（運転を断続的に行うことを前提とした評価及び冷温停止状態の維持を前提とした評価）に係る「川内原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書」の申請があった（本年7月3日及び7月30日補正申請）。
- 原子力規制庁及び独立行政法人原子力安全基盤機構（平成26年3月1日に解散しそれまでの業務は原子力規制庁へ移管。）は、原子力発電所の高経年化技術評価等に係る審査会合、九州電力へのヒアリング及び現地調査（平成26年4月23日、24日）により審査を実施した。今般、審査結果をとりまとめたことから、当該審査の内容及びその結果を受けた保安規定変更の認可について、規制委員会に諮るものである。

2. 審査内容及び審査結果（別添1）

（1）審査内容

以下の事項等について審査を行った。

- これまでの国内外の運転経験に係る情報の分析結果、規格・基準等の最新情報を高経年化技術評価に的確に反映していることを確認した。
- 評価対象機器・構造物をすべて抽出していること、それら機器等に想定される劣化事象を抽出し、発生又は進展評価を実施していることを確認した。
- 運転を断続的に行う状態において進展すると考えられる経年劣化事象として抽出された低サイクル疲労、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ（以下「IASCC」という。）、2相ステンレス鋼の熱時効、電気・計装品の絶縁低下、コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下（含む鉄骨構造物の強度低下）、応力腐食割れ（以下「SCC」という。IASCCを除く。）、配管減肉並びにその他の劣化事象について評価し、必要に応じ現状の保全に追加すべき保全策を抽出していることを確認した。
- 耐震安全性に関し、容器、配管、炉内構造物等について、耐震安全上着目すべき経年劣化事象（疲労割れ、IASCC、SCC、中性子照射脆化、2相ステンレス鋼の熱時効、配管減肉、腐食等）を保守的に考慮した上で、応力評価等を実施し、全て発生応力等が許容限界を下回っていることを確認した。

- 耐津波安全性に関し、プラントの浸水防護施設に属するコンクリート構造物・鉄骨構造物、弁、計測制御設備について耐津波安全上着目すべき経年劣化事象（腐食）を保守的に評価した上で、応力評価等を実施し、全て発生応力等が許容限界を下回っていることを確認した。
- 冷温停止状態の維持においても進展すると考えられる経年劣化事象として抽出されたフレット疲労割れ、摩耗及び高サイクル疲労割れ、固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下について、現状保全を継続することにより健全性を維持することは可能としていることを確認した。
- 長期保守管理方針については、高経年化技術評価の結果、現状の保守管理方針に加えて以下の４つの長期保守管理方針を策定したことを確認した。

1号炉の長期保守管理方針の概要

No	保守管理の項目	実施時期※
1	原子炉容器の胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、精度向上が図られた脆化予測式に基づく評価を実施する。	中長期
2	1次冷却材ポンプ（ケーシング）等疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期
3	肉厚計測による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。なお、設備対策を行った場合は、その内容も反映した耐震安全性評価を実施する。	中長期 （開始は短期）
4	基準地震動 Ss-2 に対する評価が必要な全ての機器・経年劣化事象について、継続して評価を実施する。	短期

※：実施時期における、短期とは、平成26年7月4日からの5年間、中長期とは、平成26年7月4日からの10年間をいう。

- 上記各評価に関し、実施体制・手順が確立されていること、現状保全の妥当性が保修・取替え等の実績を基に適切に評価されていることを確認した。

（２）審査結果

以上のとおり、九州電力による高経年化技術評価が適切になされ、評価結果を踏まえた長期保守管理方針が策定されている。したがって、原子炉等規制法第43条の3の24第2項に基づき認可できると認められる。

3. 対応方針

審査結果を踏まえ、原子炉等規制法第43条の3の24第1項に基づき、保安規定の変更の認可を別添2のとおり行うこととしたい。

(案)

「川内原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請」
(1号炉の高経年化技術評価等)に係る審査について

平成 27 年 8 月 5 日
原子力規制委員会

I. 審査結果

「九州電力株式会社川内原子力発電所原子炉施設保安規定」(以下「保安規定」という。)に関し、九州電力株式会社(以下「九州電力」という。)から申請のあった「川内原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書」(平成 25 年 12 月 18 日付け発本原第 184 号(平成 27 年 7 月 3 日付け発本原第 84 号及び平成 27 年 7 月 30 日付け発本原第 102 号により一部補正))について審査した結果、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和 32 年法律第 166 号)第 43 条の 3 の 2 第 2 項に規定する「核燃料物質若しくは核燃料物質によつて汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上十分でない」と認めるときには該当しないと認められる。

II. 申請内容

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和 53 年通商産業省令第 77 号。以下「規則」という。)第 82 条及び保安規定第 118 条の 2 に基づき、原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価(運転開始後 30 年)を実施した。この評価結果に基づき、長期保守管理方針を策定したことから、保安規定第 118 条の 2 を変更し、1 号炉の長期保守管理方針を添付 6 に追加する。

III. 審査方針

1. 審査の方針

- (1) 本申請による保安規定の変更が、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上十分でない」と認め、認可をしてはならないものに該当するか否かについて審査を行った。
- (2) 審査においては、長期保守管理方針の技術的妥当性及びその根拠となる規則第 92 条第 2 項第 2 号の規定に基づき申請に当たって添付された高経年化技術評価書の技術的妥当性を確認することとした。

2. 審査の方法

- (1) 審査は、原子力発電所の高経年化技術評価等に係る審査会合、九州電力へのヒアリング及び現地調査(平成 26 年 4 月 23 日及び 24 日)により行った。
- (2) 審査は、法令に基づくとともに、実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド(原管 P 発第 1306198 号(平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定))及び実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド(原管 P 発第 1307081 号(平成 25 年 7 月 8 日原子力規制庁長官決定))を参考に、また、技術的妥当性の確認については、高経年化技術評価審査マニュアル(平成 25 年 9 月原子力安全基盤機構制定)等を活用した。

IV. 審査内容

1. 高経年化技術評価の実施

(1) 実施体制、実施方法等プロセス

保安規定に基づく品質保証計画に従った、技術評価等の実施に係る組織、工程管理、協力事業者の管理、評価記録の管理、評価に係る教育訓練並びに最新知見及び運転経験の反映など、高経年化技術評価の実施体制等が概ね妥当であることを確認した。

(2) 評価対象機器・構造物の抽出

評価の対象となる機器・構造物は発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）において安全機能を有する構築物、系統及び機器として定義されるクラス1、2及び3の機能を有するもの並びに実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第5号）第43条第2項に規定される常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物の中から適切に抽出されていることを確認した。

(3) 運転経験、最新知見の評価への反映

評価において、機器・構造物の運転実績データに加え、国内外の事故・トラブルやプラント設計、点検、補修等のプラント運転経験に係る情報、及び関連する規制、規格、基準等の最新情報を適切に反映していることを確認した。

(4) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

抽出した機器・構造物に対し、進行が想定される劣化事象が適切に抽出されていることを確認した。

(5) 健全性評価の結果

抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、健全性評価が行われていることを確認した。

(6) 耐震安全性評価の結果

耐震安全上着目すべき経年劣化事象について、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価が行われていることを確認した。

(7) 耐津波安全性評価の結果

耐津波安全上着目すべき経年劣化事象について、経年劣化を加味した機器・構造物の耐津波安全性評価が行われていることを確認した。

(8) 追加保全策

健全性評価、耐震安全性評価及び耐津波安全性評価の結果に基づき、現状の保守管理に追加すべき項目を抽出したことを確認した。

2. 長期保守管理方針

高経年化技術評価の結果、現状の保守管理に追加すべき項目は4件抽出され、運転を断続的に行う状態及び冷温停止状態が維持される前提において、追加保全策を実施することでプラント全体の機器・構造物の長期健全性は確保されるとしていることを確認した。

- ・添付資料 九州電力株式会社 川内原子力発電所1号炉 高経年化技術評価書及び長期保守管理方針の技術的妥当性の確認結果（平成27年8月 原子力規制庁）

九州電力株式会社川内原子力発電所 1 号炉
高経年化技術評価書及び長期保守管理方針の
技術的妥当性の確認結果

平成 27 年 8 月

原子力規制庁

目 次

1. 評価対象機器・構造物の抽出.....	1
2. 運転経験、最新知見の評価への反映.....	2
3. 想定される劣化事象の抽出.....	2
4. 経年劣化の技術評価結果と長期保守管理方針.....	4
4. 1 低サイクル疲労.....	4
4. 2 原子炉容器の中性子照射脆化.....	10
4. 3 照射誘起型応力腐食割れ (IASCC)	15
4. 4 2相ステンレス鋼の熱時効.....	19
4. 5 電気・計装品の絶縁低下.....	22
4. 6 コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下(含む鉄骨構造物の強度低下) ...	31
4. 7 応力腐食割れ (SCC)	40
4. 8 配管減肉.....	45
4. 9 その他の経年劣化事象.....	47
5. 耐震安全性の評価結果と長期保守管理方針.....	51
5. 1 技術評価結果.....	51
5. 2 長期保守管理方針.....	72
6. 耐津波安全性の評価結果と長期保守管理方針.....	73
6. 1 技術評価結果.....	73
6. 2 長期保守管理方針.....	77
7. 冷温停止状態維持評価.....	78
7. 1 経年劣化の技術評価結果と長期保守管理方針.....	78
7. 2 耐震安全性の評価結果と長期保守管理方針.....	80
7. 3 耐津波安全性の評価結果と長期保守管理方針.....	83
別紙 長期保守管理方針.....	85

1. 評価対象機器・構造物の抽出

九州電力株式会社（以下「九州電力」という。）は、運転を断続的に行う前提とした評価（以下「断続的運転評価」という。）及び冷温停止状態が維持されることを前提とした評価（以下「冷温停止状態維持評価」という。）の各々について、以下のとおり、評価対象機器・構造物の抽出を行っている。

(1) 評価対象機器・構造物の抽出プロセス

断続的運転評価では、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）（以下「重要度分類指針」という。）において安全機能を有する構造物、系統及び機器として定義されるクラス1、2の機能を有するもの及びクラス3の機能を有するもの（浸水防護施設に属する機器及び構造物を含む。）並びに常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物を抽出している。冷温停止状態維持評価においては、これらのうち、冷温停止状態の維持に必要な設備（原子炉の冷温停止を維持するために必要なもの（使用済燃料プールを冷却する設備を含む。）、発電所の保安規定を遵守するために必要な設備及び発電所を維持運営するために必要なもの。）を抽出している。これら抽出方法が適切であることを以下のとおり確認した。

九州電力は、川内原子力発電所1号炉（以下「川内1号炉」という。）について、各機器の安全機能の重要度分類を明確にした着色系統図、原子炉設置変更許可申請書、工事計画認可申請書、機器図面、機器仕様書、配置図、取扱説明書等を用いて評価対象機器・構造物を抽出している。また、その構造（型式等）、使用環境（内部流体等）、材料等により、一般社団法人日本原子力学会「日本原子力学会標準 原子力発電所の高経年化対策実施基準:2008」及び同「日本原子力学会標準 原子力発電所の高経年化対策実施基準：2012 追補3」の付属書A「経年劣化メカニズムまとめ表」（以下「劣化メカニズムまとめ表」という。）を参考に、対象機器をグループ化し、グループごとに重要度、使用条件、運転状態等により代表機器を選定し評価を実施している。

(2) 消耗品・定期取替品の抽出プロセス

高経年化技術評価の対象外とした消耗品・定期取替品について、その抽出方法が適切であることを以下のとおり確認した。

九州電力は、供用に伴う消耗が予め想定され、設計時に取替えを前提とする部品又は機器の分解点検等に伴い必然的に取り替えている部品は、消耗品として評価対象から除外している。また、設計時に耐用期間内に計画的に取り替えることを前提とする部品であり、取替周期が発電所の作業管理要領等により定められているものについては、定期取替品として評価対象から除外している。

(3) 機器・構造物の部位への分割

機器・構造物について、発生が想定される全ての経年劣化事象を抽出するために必要な部位に分割されていることを以下のとおり確認した。

九州電力は、各機器・構造物の構造、材料及び使用条件により、劣化メカニズムまとめ表を参考に、機器・構造物ごとに要求される機能を明確にし、その機能の維持のために必要な部位に分割している。

以上のことから、九州電力が実施した評価対象機器・構造物の抽出は妥当であると判断した。

2. 運転経験、最新知見の評価への反映

九州電力は、高経年化技術評価を実施するに当たり、これまで実施した先行評価プラントの高経年化技術評価書を参考にするとともに、これまでの国内外の運転経験や研究の知見、並びに原子力規制委員会及び旧原子力安全・保安院の指示文書等の知見を反映している。国内の運転経験については、一般社団法人原子力安全推進協会の原子力施設情報公開ライブラリーにおいて公開されているトラブル情報及び保全品質情報を、国外の運転経験については、NRC（米国原子力規制委員会）の Bulletin 等の情報を技術評価に反映している。また、最新の技術的知見については、国の定める技術基準、一般社団法人日本機械学会、一般社団法人日本電気協会、一般社団法人日本原子力学会等の規格・基準等を考慮して技術評価に反映している。

以上のことから、九州電力は、国内外の原子力発電プラントの運転経験に係る情報、及び関連する規格・基準等の最新情報を高経年化技術評価に的確に反映していると判断した。

3. 想定される劣化事象の抽出

九州電力は、断続的運転評価及び冷温停止状態維持評価の各々について、以下のとおり、想定すべき劣化事象の抽出を行っている。

(1) 使用材料及び環境の同定

九州電力が、発生しているか又は発生する可能性のある経年劣化事象の抽出に当たって、
1. (3)で分割した部位ごとに構造、材料及び使用環境（圧力、温度、流体条件等）等を同定していることを確認した。

(2) 経年劣化事象の抽出プロセス

九州電力が、部位の使用材料及び環境に応じ、発生しているか又は発生が否定できない全ての経年劣化事象を抽出する手順を定め、その手順に基づき経年劣化事象を抽出していることを確認した。

(3) 経年劣化事象に対する評価点の抽出プロセス

九州電力が、抽出された経年劣化事象について、部位の使用材料及び環境に応じて経年劣

化事象の発生又は進展を考慮し、評価が厳しくなる箇所を評価点として抽出していることを確認した。

(4) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出プロセス

九州電力が、抽出した経年劣化事象から以下に該当するとして、高経年化対策上有意な経年劣化事象でないと判断されるものを除き、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを確認した。冷温停止状態維持評価においては、冷温停止状態の期間中に進展すると考えられる事象を抽出し、10年間の発生又は進展評価を行っていることを確認した。

- ① 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの。
- ② 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象。

以上のことから、九州電力が実施した評価対象機器・構造物の部位と想定される劣化事象の抽出プロセスは、安全上重要な機器・構造物を網羅するものとなっており、妥当であると判断した。

4. 経年劣化の技術評価結果と長期保守管理方針

運転を断続的に行う状態において進展すると考えられる経年劣化事象として抽出された低サイクル疲労、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ（以下「IASCC」という。）、2相ステンレス鋼の熱時効、電気・計装品の絶縁低下、コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下（含む鉄骨構造物の強度低下）、応力腐食割れ（以下「SCC」という。IASCCを除く。）、配管減肉並びにその他の劣化事象についての評価内容の審査を行うとともに、その結果に照らして長期保守管理方針の妥当性を審査した。

4. 1 低サイクル疲労

低サイクル疲労は、プラントの起動、停止等に伴う温度・圧力の変化によって、原子炉容器等の構造不連続部に局所的に大きい応力振幅が生じ、それが繰り返された場合、疲労亀裂が発生する現象である。原子炉容器等は、設計時に想定した評価期間内に生じる起動、停止等の過渡により定められた設計応力サイクルに対して低サイクル疲労亀裂が生じないように設計されている。

(1) 技術評価結果

① 九州電力の評価内容

a 経年劣化事象に対する評価点の抽出

対象となる機器として、ポンプ、熱交換器、原子炉容器、加圧器、原子炉格納容器、配管、弁、炉内構造物、タービン設備及び機械設備を選定しており、評価対象部位は、強度評価上、厳しくなる部位（構造不連続部及び材料不連続部）とし、また、低サイクル疲労評価を行う機器の評価点は、工事計画認可申請書により疲労評価を行っている部位の中で疲れ累積係数が大きい個所を選定している。表 4. 1-1 に評価対象機器・部位を示す。

b 健全性の評価

60 年の供用期間を仮定した起動、停止、原子炉トリップ等の各過渡の回数は、運転開始から平成 24 年 3 月末時点までの運転実績及びこれにより算出した年平均発生回数に基づく運転開始後 60 年までの残年数における推定回数により設定している。この過渡回数をを用いた各評価対象部位の疲労評価結果を表 4. 1-1 に示す。

一般社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」JSME S NC1-2005 及び同 2007 年追補版（以下「設計・建設規格」という。）に基づく評価結果は、全ての評価点で 1 以下になるとしている。疲れ累積係数が比較的大きい部位は、原子炉容器スタットボルトの 0. 199、原子炉格納容器主給水管貫通部の 0. 216 となっている。

評価点のうち、接液環境にある部位に対する、一般社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」JSME S NF1-2009（以下「環境疲労評価手法」という。）

に基づく接液環境を考慮した疲労評価の結果では、全ての評価点で1以下となるとしている。疲れ累積係数が比較的大きい部位は、原子炉容器（炉内計装筒）の0.004、弁（蓄圧タンク出口第2逆止弁）の0.512となっている。また、蒸気発生器（給水入口管台）、加圧器スプレイライン用管台、加圧器サージ配管及び加圧器スプレイ配管については、熱成層による発生応力を含めた評価を行ったとしている。

c 現状保全の評価

耐圧部については、定期的な超音波探傷検査等により有意な欠陥がないこと及び漏えい試験により健全性を確認している。非耐圧部についても定期的な目視点検を実施しており、疲労割れは検知可能であることから、これら点検手法は適切であるとしている。

非接液部として環境疲労評価を実施していない原子炉容器内表面等の内張り施工部については、定期的な目視点検又は超音波探傷検査により有意な異常がないことを確認したとしている。

d 追加保全策の策定

低サイクル疲労については、現状保全項目に加えて高経年化対策の観点から、今後実過渡回数に基づく評価を定期的の実施していくとしている。

表 4. 1-1 低サイクル疲労に関する疲労評価結果(1/2)

評価対象機器・部位		疲労評価結果 (60 年供用仮定時 ¹ の疲れ累積係数)(許容値:1 以下)		
		設計・建設規格 に基づく評価	環境疲労評価手法 に基づく評価 ²	備考
ポンプ	余熱除去ポンプ(ケーシング吸込ノズル)	0.090	0.407	
	1次冷却材ポンプ(ケーシング脚付根部)	0.079	0.461	³
	1次冷却材ポンプ(ケーシング吐出ノズル)	0.049	0.506	
	1次冷却材ポンプ(ケーシング吸込ノズル)	0.001	0.001	
熱交換器	再生熱交換器(管板)	0.126	0.159	
	余熱除去冷却器(管板)	0.048	0.071	
	蒸気発生器(管板廻り)	0.074	0.116	³
	蒸気発生器(給水入口管台)	0.091	0.463	⁴
原子炉 容器	冷却材入口管台	0.036	0.001	³
	冷却材出口管台	0.043	0.001	
	ふた管台	0.099	0.001	
	空気抜管台	0.011	0.001	
	炉内計装筒	0.126	0.004	
	上部ふた、上部胴フランジ	0.007	－	非接液部
	下部胴、トランジションリング、下部鏡板接続部	0.004	－	
	炉心支持金物	0.005	0.001	³
	スタッドボルト	0.199	－	非接液部
加圧器	スプレイライン用管台	0.057	0.034	^{3, 4}
	サージ用管台	0.031	0.189	
原子炉 格納容器	余熱除去出口配管貫通部	0.001	－	非接液部
	主蒸気管貫通部	0.020	－	
	主給水管貫通部	0.216	－	

¹ 60 年供用仮定時の各過渡条件の繰り返し回数は、運転実績に基づく平成 24 年 3 月末時点の実績過渡回数を用いて、今後も同様な運転を続けたと仮定して以下のとおり推定している。

未取替機器：運開後実績過渡回数＋(運開後実績過渡回数/運開後実績過渡回数調査時点までの年数)×残年数

取替機器(原子炉容器上部ふた、ふた管台、空気抜管台、蒸気発生器等)：

取替後実績過渡回数＋(未取替機器の 1 年間当たり平均過渡回数)×残年数

² 余熱除去系統配管、主給水系統配管、制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングラッチハウジング、制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジング駆動軸ハウジングは、係数倍手法で、弁は簡易評価手法で、他は詳細評価手法で評価している。

³ 炉水環境にあり、かつ、疲労評価上最も厳しい箇所について評価を実施しており、設計・建設規格に基づく疲労評価対象箇所と異なる。

⁴ 熱成層による発生応力を含めた解析結果であり、設計・建設規格に基づく疲労評価対象箇所と異なる。

表 4.1-1 低サイクル疲労に関する疲労評価結果(2/2)

評価対象機器・部位		疲労評価結果 (60年供用仮定時 ¹ の疲れ累積係数)(許容値:1以下)		
		設計・建設規格 に基づく評価	環境疲労評価手法 に基づく評価 ²	備考
配管	余熱除去系統配管 (1次冷却材管高温側余熱除去管台～余熱除去入口隔離弁)	0.001	0.020	
	余熱除去系統配管 (余熱除去入口隔離弁～原子炉格納容器貫通部)	0.018	0.113	
	1次冷却材系統配管(加圧器サージ配管)	0.008	0.003	⁴
	1次冷却材系統配管(加圧器スプレイ配管)	0.008	0.105	⁴
	主給水系統配管 (原子炉格納容器貫通部～蒸気発生器給水管台)	0.015	0.112	
	1次冷却材管(ホットレグ)	0.001	0.002	
	1次冷却材管(クロスオーバーレグ)	0.002	0.009	
	1次冷却材管(コールドレグ)	0.001	0.004	
	1次冷却材管(加圧器サージ管台)	0.027	0.142	
	1次冷却材管(蓄圧タンク注入管台)	0.004	0.016	
	1次冷却材管(安全注入管台)	0.004	0.012	
	1次冷却材管(充てん管台)	0.003	0.021	
弁	RHRS 入口隔離弁(仕切弁)	0.004	0.099	
	加圧器水位制御弁(玉形弁)	0.029	0.388	
	蓄圧タンク出口第2逆止弁(スイング逆止弁)	0.051	0.512	
	加圧器補助スプレイ逆止弁(リフト逆止弁)	0.008	0.036	
炉内 構造物	上部炉心支持板	0.003	0.015	
	上部炉心支持柱	0.001	0.001	
	上部炉心板	0.001	0.001	
	下部炉心板	0.003	0.024	
	下部炉心支持柱	0.002	0.030	
	下部炉心支持板	0.002	0.020	
	炉心そう下部接続部	0.001	0.001	
タービン 設備	高圧タービン(内部車室)	0.01	－	
	低圧タービン(内部車室)	0.15	－	
	タービン動補助給水ポンプタービン(ケーシングノズルリング)	0.310	－	
機械設備	重機器サポート(加圧器サポート(加圧器スカート溶接部))	0.143	－	
	原子炉容器上部ふた付属設備(制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジング(ラッチハウジング))	0.001	0.001	
	原子炉容器上部ふた付属設備(制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジング(駆動軸ハウジング))	0.001	0.001	

② 審査結果

原子炉容器冷却材出入口管台、加圧器スプレイライン用管台等について、疲労評価に用いた過渡回数の実績、環境疲労評価に係る定量的な評価内容、評価点の検査記録等により、以下のとおり技術評価の妥当性を確認した。

疲労評価に用いた過渡回数に係る運転開始後 60 年時点での推定値については、平成 24 年 3 月末までの運転実績を基に、60 年までの残年数を考慮して設定されていることを確認した。

全ての評価対象部位について、疲れ累積係数の算出根拠（解析モデル、材料物性、最大評価点の設定等）を確認し、設計・建設規格及び環境疲労評価手法に基づく疲労評価がされていることを確認した。

設計・建設規格に基づき評価した疲れ累積係数が最大となる評価点が非接液部である場合、その評価対象機器・部位については同評価点とは異なる接液部を評価点として環境疲労評価手法が行われていることを確認した。また、原子炉容器内表面のステンレス鋼内張りについて、検査要領書及び成績書により、定期的な目視検査（VT-3、1 回/10 年）が実施され、有意な欠陥が検出されていないことを確認した。

熱成層による発生応力を考慮した評価について、熱成層による発生応力は 3 次元 FEM モデルによる解析で求められていること、環境疲労評価は詳細評価法により算出した環境効果係数 F_{en} を疲れ累積係数に乘じ評価されていることを確認した。また、加圧器サージ用管台について、加圧器サージ配管の熱成層の影響が及ばない配置設計とされていることを確認した。

これらにより、運転開始後 60 年時点の疲れ累積係数については、表 4.1-1 に示すとおり、1 を超える部位がないことを確認した。

以上より、九州電力の行った低サイクル疲労に係る技術評価は妥当であると判断した。

(2) 長期保守管理方針

九州電力は、低サイクル疲労に関して、運転を断続的に行う状態において、現状の保全内容に追加すべき項目として、別紙に示すとおり、以下の長期保守管理方針を策定している。

【長期保守管理方針】

1 次冷却材ポンプ（ケーシング）等*の疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。

*：1 次冷却材ポンプ（ケーシング）

余熱除去ポンプ（ケーシング（ケーシングカバー含む））

再生熱交換器（管板）

余熱除去冷却器（管板）

蒸気発生器（管板及び給水入口管台）

原子炉容器（入口管台、出口管台、ふた管台、空気抜管台、炉内計装筒、上部ふ

た、上部胴フランジ、下部胴・トランジションリング・下部鏡板接続部、炉心支持金物、スタッドボルト)
加圧器本体 (スプレイライン用管台、サージ用管台)
余熱除去出口配管貫通部 (固定式配管貫通部) (端板)
主蒸気管貫通部及び主給水管貫通部 (伸縮式配管貫通部) (伸縮継手)
余熱除去系統配管 (母管)
1 次冷却材系統配管 (母管)
主給水系統配管 (母管)
1 次冷却材管 (母管及び管台)
余熱除去系統仕切弁 (弁箱)
化学体積制御系統玉形弁 (弁箱)
安全注入系統スイング逆止弁 (弁箱)
化学体積制御系統リフト逆止弁 (弁箱)
炉内構造物 (炉心支持構造物)
高圧タービン (内部車室)
低圧タービン (内部車室)
タービン動補助給水ポンプタービン (ケーシング、ケーシングカバー、ダイヤフラム)
加圧器サポート (加圧器スカート溶接部)
制御棒クラスタ駆動装置 (圧力ハウジング (ラッチハウジング及び駆動軸ハウジング))

【実施時期】

中長期

原子力規制庁は、(1)の技術評価結果に照らして、策定された長期保守管理方針は妥当なものであると判断した。

4. 2 原子炉容器の中性子照射脆化

中性子照射脆化は、核分裂により生成される高速中性子によって長期間にわたり原子炉容器が照射されたとき、その靱性が徐々に低下する現象である。原子炉容器材料の靱性は、低温では低く、温度上昇にともない増加し、上部棚温度域ではほぼ一定となる。照射により関連温度（低温から高温へ移行する間で靱性が変化する領域の代表点の温度）は上昇し、上部棚温度での靱性は低下する。このため、原子炉容器内に監視試験片を設置し、計画的にこれを取り出して監視試験を行ない、脆化程度を把握すること、また原子炉容器の耐圧機能が脆化を考慮しても確保されることが求められている。

(1) 技術評価結果

① 九州電力の評価内容

a 経年劣化事象に対する評価点の抽出

中性子照射脆化に対する健全性評価上厳しい箇所は、原子炉容器炉心領域の下部胴であり、母材、溶接金属及び熱影響部を評価対象部位として抽出している。運転開始後 60 年時点の原子炉容器内表面での最大照射量は、 $9.9 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$) 程度で、内表面から板厚の 1/4 深さでの最大照射量は、 $6.2 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$) 程度であるとしている。原子炉容器胴部（炉心領域部）の母材及び溶接金属の化学成分を表 4.2-1 に示す。

b 健全性の評価

現在までの監視試験結果を表 4.2-2 に示す。

関連温度の上昇傾向及び上部棚吸収エネルギー（以下「USE」という。）については、一般社団法人日本電気協会「電気技術規程 原子炉構造材の監視試験方法」JEAC4201-2007 及び JEAC4201-2007 [2010 年追補版]（以下「JEAC4201」という。）の国内脆化予測法により以下のとおり評価している。JEAC4201 に基づく予測評価結果を表 4.2-3 に示す。

また、関連温度については、一般社団法人日本電気協会「電気技術規程 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」JEAC4206-2007（以下「JEAC4206」という。）の加圧熱衝撃評価手法により以下のとおり評価している。

（a）関連温度上昇に対する評価

原子炉容器胴部の関連温度は、中性子照射脆化により、溶接金属や熱影響部よりも母材の方が高くなるが、運転開始後 60 年時点の母材の関連温度予測値は 35°C であり、国内脆化予測法による予測を逸脱しておらず、特異な脆化は認められないとしている。

また、小破断 LOCA、大破断 LOCA、主蒸気管破断事故及び 2 次冷却系からの除熱機能喪失を対象として、加圧熱衝撃評価手法に基づく評価の結果、静的平面ひずみ破壊

靱性値 K_{Ic} の下限包絡曲線と加圧熱衝撃状態遷移曲線の応力拡大係数 K_I を比較すると、 $K_{Ic} > K_I$ となり、脆性破壊は起こらないとしている。

(b) USE 低下に対する評価

USE について、過去 4 回の監視試験結果における USE の最小値は、第 3 回監視試験結果の母材の 164J である。また、運転開始後 60 年時点の USE の予測値は、母材で 164J、溶接金属で 182J 及び熱影響部で 175J であり、いずれも 68J 以上であることから JEAC4201 に基づき十分な上部棚吸収エネルギーがあるとしている。

c 現状保全の評価

原子炉容器溶接部の定期的な超音波探傷検査により有意な欠陥がないことが確認されている。また、川内 1 号炉には当初 6 体の監視試験カプセルが挿入され、現在までに 4 体のカプセルが取り出され監視試験結果に基づく脆化予測が行われている。さらに監視試験結果から、JEAC4206 に基づき運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容し得る温度・圧力の範囲及び耐圧漏えい試験温度が設定され運用されていることから、保全内容として適切であるとしている。

d 追加保全策の策定

原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、高経年化対策の観点から、現状保全項目に加えて、関連温度上昇に対する精度向上が図られた脆化予測式に基づく評価を実施していくとしている。

表 4.2-1 原子炉容器胴部（炉心領域部）材料の化学成分（単位：重量％）

区分	Si	P	Ni	Cu
母材	0.25	0.009	0.59	0.068
溶接金属	0.36	0.009	0.92	0.041

表 4.2-2 監視試験結果

回数	部位	中性子照射量 ($E>1\text{MeV}$)	関連温度 ($^{\circ}\text{C}$)	USE (J)
初期	母材	0	-25	195
	溶接金属		-63	218
	熱影響部		-50	210
1 回	母材	$0.5 \times 10^{19}\text{n}/\text{cm}^2$	-4	167
	溶接金属		-55	209
	熱影響部		-37	197
2 回	母材	$3.0 \times 10^{19}\text{n}/\text{cm}^2$	4	177
	溶接金属		-39	202
	熱影響部		-8	194
3 回	母材	$5.8 \times 10^{19}\text{n}/\text{cm}^2$	21	164
	溶接金属		-22	183
	熱影響部		12	176
4 回	母材	$9.2 \times 10^{19}\text{n}/\text{cm}^2$	36	171
	溶接金属		0	188
	熱影響部		29	172

表 4.2-3 予測評価結果 (JEAC4201)

評価時期	部位	中性子照射量 ($E>1\text{MeV}$) ⁵	関連温度 ($^{\circ}\text{C}$) ⁶	USE (J)
第 21 回定期 検査時点	母材	$2.5 \times 10^{19}\text{n}/\text{cm}^2$	19	169
	溶接金属		-27	190
	熱影響部		3	181
運転開始後 60 年時点	母材	$6.2 \times 10^{19}\text{n}/\text{cm}^2$	35	164
	溶接金属		-8	182
	熱影響部		20	175

⁵ 内表面から板厚の 1/4 深さでの中性子照射量。

⁶ 内表面から板厚の 1/4 深さでの予測値。

② 審査結果

監視試験記録、検査記録等により技術評価の妥当性を確認した。

評価点は、中性子照射量分布解析に基づき照射量 $1.0 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2 (E > 1 \text{ MeV})$ を超える領域で、材料がフェライト鋼である、上部胴、下部胴、トランジションリング、入口管台及び出口管台が抽出され、また、最も照射量及び関連温度移行量が大きい下部胴が代表とされていることを確認した。

関連温度上昇については、過去 4 回の監視試験結果を使用して関連温度の予測線が設定されていること、予測線により運転開始後 60 年時点の関連温度予測値の最大値が母材で 35°C となる結果を得ていることを確認した。また、予測値を踏まえ運転管理上の制限として加熱・冷却時制限曲線及び耐圧漏えい試験温度が設けられていることを確認した。

加圧熱衝撃の評価では、監視試験により求めた破壊靱性値を、JEAC4206 の附属書 C に従って評価し、運転開始後 60 年時点の T_p （遷移温度を表す温度指標）が 66°C となることを確認した。その結果、設計基準事故時の小破断 LOCA、大破断 LOCA、主蒸気管破断事故及び重大事故時で最も厳しい条件として抽出された 2 次冷却系除熱機能喪失の環境下でも静的平面ひずみ破壊靱性値 K_{Ic} の下限包絡曲線が加圧熱衝撃状態遷移曲線の応力拡大係数 K_I を上回っていることを確認した。

USE 低下については、過去 4 回の監視試験結果における USE の最小値は、第 3 回監視試験結果の母材の 164J であることを確認した。USE の予測については、JEAC4201 の国内 USE 予測式に基づいて評価し、運転開始後 60 年時点の一番低い USE 予測値は、母材の 164J であり、68J 以上であることを確認した。

現状保全として、定期的に超音波探傷検査が実施されていること及び第 16 回定期検査時(2004 年)では炉心領域部の溶接部の 100%に対し、超音波探傷検査を実施し有意な欠陥が無いことを点検記録により確認した。

以上より、九州電力の行った原子炉容器の中性子照射脆化に係る技術評価は妥当であると判断した。

(2) 長期保守管理方針

九州電力は、原子炉容器の中性子照射脆化に関して、運転を断続的に行う状態において、現状の保全内容に追加すべき項目として、別紙に示すとおり、以下の長期保守管理方針を策定している。

【長期保守管理方針】

原子炉容器の胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、精度向上が図られた脆化予測式に基づく評価を実施する。

【実施時期】

中長期

原子力規制庁は、(1)の技術評価結果に照らして、策定された長期保守管理方針は妥当なものであると判断した。

4. 3 照射誘起型応力腐食割れ (IASCC)

IASCC は、ステンレス鋼が多量の中性子照射を受けて、SCC 感受性が高まる現象である。

(1) 技術評価結果

① 九州電力の評価内容

a 経年劣化事象に対する評価点の抽出

対象となる機器として、ステンレス鋼で製作され、IASCC 感受性の発生が考えられる $1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$) 以上の中性子照射を受ける炉内構造物を抽出している。さらに、実機の中性子照射量、応力及び温度条件並びに海外での損傷事例を基に亀裂発生可能性を評価し、IASCC が発生する可能性が最も高い評価部位としてバッフルフォーマボルトを選定している。バッフルフォーマボルト以外で、中性子照射量が $1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$) 以上である、炉心バッフル、炉心バッフル取付板、バレルフォーマボルト、炉心そう、上部燃料集合体案内ピン、上部炉心板、下部燃料集合体案内ピン、下部炉心板、下部炉心支持柱、熱遮蔽材及び熱遮蔽材固定用ボルトについては、バッフルフォーマボルトの評価結果を基準に相対的な評価を実施している。

b 健全性の評価

IASCC の発生可能性の評価結果を表 4.3-1 に示す。

バッフルフォーマボルトの健全性を、一般社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」(JSME S NA1-2008) (以下「維持規格」という。) に基づき評価している。維持規格では、バッフルフォーマボルトの仕様に従いグループ 1~4 に分類がなされている。また、損傷ボルトの合計本数が管理損傷ボルト数 (全体の 2 割) に至るまでの期間として、グループ 1 では運転時間で約 30 年、グループ 2 では運転時間で約 50 年と評価した損傷予測曲線が示されている。しかし、川内 1 号炉のバッフルフォーマボルトは、グループ 2 と比較して応力低減等を図ったボルト (グループ 4) であるため、ボルト損傷の可能性は、このグループ 2 よりも低いとしている。

旧独立行政法人原子力安全基盤機構の「照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書 (平成 21 年 9 月)」に示されている「PWR 型原子力発電所炉内構造物 IASCC 評価ガイド (案)」に基づき評価した結果、運転開始後 60 年時点でのバッフルフォーマボルトの予測損傷本数は 0 本となり、IASCC が発生する可能性は低いとしている。

バッフルフォーマボルト以外の部位については、最も厳しいバッフルフォーマボルトの損傷発生予測の結果では、運転開始後 60 年時点までは損傷の可能性が小さいと評価されていることから、IASCC 発生の可能性は小さいとしている。

c 現状保全

炉内構造物のステンレス鋼の IASCC については、定期的に検査可能な範囲について、

表 4.3-1 川内 1 号炉 ステンレス鋼の IASCC の可能性評価

部位	実機条件			海外の 損傷事例	可能性評価
	中性子照射量レベル ⁷ [n/cm ² :E>0.1MeV]	応力レベル ⁸ (応力支配因子)	温度 [℃]		
バップル フォーマ ボルト	約 1×10^{23}	大 (締付＋熱曲げ ＋照射スウェリ ング)	約 321	有	発生の可能性有り。炉心バップルの照射 スウェリングにより応力増加が生じる ため、亀裂発生の可能性が大きくなる。 海外損傷事例もあり最も厳しい。
炉心バッ フル	約 1×10^{23}	小 (熱応力)	約 321	無	バップルフォーマボルトよりも応力レ ベルが小さいため、バップルフォーマ ボルトに比べて発生の可能性は小さい。
炉心バッ フル取付 板	約 1×10^{23}	小 (熱応力)	約 321	無	バップルフォーマボルトよりも応力レ ベルが小さいため、バップルフォーマ ボルトに比べて発生の可能性は小さい。
バレルフ ォーマボ ルト	約 3×10^{22}	大 (締付＋熱曲げ)	約 321	無	応力レベルは大きい、バップルフォー マボルトよりも中性子照射量が小さい ため、バップルフォーマボルトに比べて 発生の可能性は小さい。
炉心そう	約 4×10^{22}	大 (溶接部) (溶接残留応力)	約 321	無	溶接残留応力が存在し応力レベルは大 きいが、バップルフォーマボルトよりも 応力及び中性子照射量が小さいため、バ ップルフォーマボルトに比べて発生の 可能性は小さい。
上部燃料 集合体案 内ピン	約 2×10^{21}	小 (締付)	約 321	無	バップルフォーマボルトよりも中性子 照射量及び応力レベルが小さいため、バ ップルフォーマボルトに比べて発生の 可能性は小さい。
上部炉心 板	約 2×10^{21}	小 (熱応力)	約 321	無	バップルフォーマボルトよりも中性子 照射量及び応力レベルが小さいため、バ ップルフォーマボルトに比べて発生の 可能性は小さい。
下部燃料 集合体案 内ピン	約 1×10^{22}	小 (締付)	約 284	無	バップルフォーマボルトよりも中性子 照射量、応力レベル及び温度が小さいた め、バップルフォーマボルトに比べて発 生の可能性は小さい。
下部炉心 板	約 1×10^{22}	大 (熱応力)	約 284	無	応力レベルは大きい、バップルフォー マボルトよりも中性子照射量及び温度 が小さいため、バップルフォーマボルト に比べて発生の可能性は小さい。
下部炉心 支持柱	約 5×10^{21}	中 (曲げ)	約 284	無	バップルフォーマボルトよりも中性子 照射量、応力レベル及び温度が小さいた め、バップルフォーマボルトに比べて発 生の可能性は小さい。
熱遮蔽材	約 2×10^{22}	小 (熱応力)	約 284	無	バップルフォーマボルトよりも中性子 照射量、応力レベル及び温度が小さいた め、バップルフォーマボルトに比べて発 生の可能性は小さい。
熱遮蔽材 固定用ボ ルト	約 2×10^{22}	大 (締付＋熱曲げ)	約 284	無	応力レベルは大きい、バップルフォー マボルトよりも中性子照射量及び温度 が小さいため、バップルフォーマボルト に比べて発生の可能性は小さい。

⁷ 中性子照射量レベルは運転開始後 60 年時点での各部位の推定最大中性子照射量レベルを示す。

⁸ 応力レベルは各部位の最大応力値を示す。

【大：> S_y（非照射材の降伏応力） 中：≒ S_y（非照射材の降伏応力） 小：< S_y（非照射材の降伏応力）】

バップルフォーマボルト、バレルフォーマボルト及び熱遮蔽材固定用ボルトは、初期締付応力に加えて炉心バップル組立体及び炉心そうと熱遮蔽材との組立体の熱変形による熱曲げ応力が作用するため、高応力となる。

水中カメラによる目視検査を実施している。

d 追加保全策の策定

高経年化対策の観点から、バッフルフォーマボルトの IASCC に関する現状保全項目に追加すべきものはないとしている。

② 審査結果

IASCC 発生に対する条件が最も厳しい部位としてバッフルフォーマボルトが選定されていること、及びこれ以外の機器において温度及び中性子照射量が比較的高い炉心そうについては、運転期間中の最大発生応力がバッフルフォーマボルトよりも低いと評価されることを確認した。

川内 1 号炉のバッフルフォーマボルトは、維持規格において分類されるグループ 2 よりも材質、寸法及び形状が改良され、応力低減が図られ、IASCC 感受性の低いグループ 4 に分類されるものが用いられている。川内 1 号炉のバッフルフォーマボルトの仕様が以下のとおりであることを確認した。

- ・ボルト材料； SUS316CW（機械的強度に優れている）
- ・首下形状； パラボリック（応力集中を低減）
- ・シャンク長さ； 35mm（長尺化による曲げ応力低減）
- ・ベントホールの有無；有（除熱効果あり）

維持規格において、バッフルフォーマボルトについては、評価期間末期の損傷ボルト数が管理損傷ボルト数（20%）以下であれば、評価期間中継続使用可能としていること、グループ 2～4 のバッフルフォーマボルトの首下部の超音波探傷試験の実施時期は、供用開始から運転時間で 50 年以内としていることを確認した。

検査要領書及び成績書により、炉内構造物のステンレス鋼の IASCC について、定期的に検査可能な範囲について、水中カメラによる目視確認が実施され、有意な欠陥が検出されていないことを確認した。

また、旧独立行政法人原子力安全基盤機構の「PWR 型原子力発電所炉内構造物 IASCC 評価ガイド（案）」に基づく評価では、バッフル構造の対称性を考慮に入れた 1/8 モデルを用いて 135 本のバッフルフォーマボルトについて、評価期間を 60 年とした応力評価（バッフル構造及びボルト部について変形、温度分布及び照射効果を考慮に入れた FEM 解析）が行われており、その結果、135 本のバッフルフォーマボルトについて、発生応力が IASCC 発生のしきい値を超えているものがないことを確認した。

以上より、九州電力の行った IASCC に係る技術評価は妥当であると判断した。

(2) 長期保守管理方針

九州電力は、IASCC に関し、運転を断続的に行う状態において現状の保全内容に追加すべき項目はないとし、長期保守管理方針を策定していない。

原子力規制庁は、(1)の技術評価結果に照らして、長期保守管理方針を策定しないとすることは妥当であると判断した。

4. 4 2相ステンレス鋼の熱時効

配管、ポンプ及び弁類に使用されているオーステナイト相とフェライト相から成る2相ステンレス鋼の熱時効は、軽水炉の運転温度において時間の経過とともに靱性が低下していく現象である。熱時効による靱性低下は、運転温度が高いほど、フェライト量が多いほど、また、運転時間が長いほど進行が速くなる。

(1) 技術評価結果

① 九州電力の評価内容

a 経年劣化事象に対する評価点の抽出

対象となる機器・部位については、使用温度が250℃以上、使用材料が2相ステンレス鋼である1次冷却材管、1次冷却材ポンプ及び弁類の中から使用温度が高く、フェライト量が多く、発生応力が大きい1次冷却材管のホットレグ(直管)、コールドレグ(直管)を評価対象部位として抽出している。表4.4-1に、2相ステンレス鋼の熱時効評価部位の選定結果を示す。

弁類については、熱時効が想定されるが、1次冷却材管ホットレグと比較してフェライト量が少なく、発生応力も小さいことから、評価対象とはしていない。

表 4.4-1 2相ステンレス鋼の熱時効評価部位の選定結果

評価部位		フェライト量 [%]	使用温度 [℃]	応力 [MPa]	選定 ⁹
1次冷却 材ポンプ	ケーシング(吸込ノズル)	約 10.9	約 283.6	約 69	
	ケーシング(吐出ノズル)	約 10.9	約 283.6	約 105	
1次冷却 材管	ホットレグ(直管)	約 17.8	約 321.1	約 152	○
	ホットレグ(SG50°エルボ)	約 20.5	約 321.1	約 117	
	ホットレグ(SG40°エルボ)	約 14.8	約 283.6	約 69	
	クロスオーバレグ直管(垂直管)	約 14.9	約 283.6	約 66	
	クロスオーバレグ(SG側90°エルボ)	約 18.1	約 283.6	約 62	
	クロスオーバレグ直管(水平管)	約 17.0	約 283.6	約 61	
	クロスオーバレグ(RCP側90°エルボ)	約 15.9	約 283.6	約 69	
	コールドレグ(直管)	約 22.3	約 283.6	約 105	○
	コールドレグ(RV入口32°エルボ)	約 18.1	約 283.6	約 91	
	蓄圧タンク注入管台	約 20.5	約 283.6	約 143	

⁹ 弾塑性破壊力学的解析手法に基づく評価を実施。

b 健全性の評価

2相ステンレス鋼の熱時効に対する健全性評価は、発生応力が最も大きく使用温度が高い1次冷却材管ホットレグ直管及びフェライト量が最も多く使用温度が高い1次冷却材管コールドレグ直管について、亀裂の存在を仮定し、破壊力学的手法を用いて行っている。

各評価対象部位の熱時効後の材料の亀裂進展抵抗 (J_{mat}) と構造系に与えられた荷重から算出される亀裂進展力 (J_{app}) を求めてその比較を行った結果、運転開始後 60 年時点までの疲労亀裂の進展を想定した場合、 J_{mat} と J_{app} の交点において、 J_{mat} の傾きが J_{app} の傾きを上回っていることから、不安定破壊することではなく、母管及び管台の熱時効は、健全性評価上問題ないとしている。

また、重大事故等時(原子炉停止機能喪失)におけるプラント条件(ピーク温度 360℃、ピーク圧力 18.5MPa)を考慮しても、配管は不安定破壊することではなく、健全性評価上問題ないとしている。

1次冷却材ポンプケーシングについては、1次冷却材管ホットレグ直管及び1次冷却材管コールドレグ直管と比較するとフェライト量が少なく、同ホットレグ直管と比較すると応力も小さい。より条件の厳しい1次冷却材管で不安定破壊を起こさないことが確認されていることから、1次冷却材ポンプケーシングについても、熱時効による不安定破壊は起こらないとしている。

c 現状保全の評価

1次冷却材管の母管及び管台は、定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施し、評価で想定した初期亀裂がないことを確認している。

1次冷却材ポンプケーシングの熱時効については、定期的にケーシングと配管の溶接部の超音波探傷検査及びケーシング内面全体の目視検査を実施し、有意な欠陥がないことを確認している。

d 追加保全策の策定

1次冷却材管の母管及び管台並びに1次冷却材ポンプケーシングの熱時効については、高経年化対策の観点から、現状保全項目に追加すべきものはないとしている。

② 審査結果

評価条件が最も厳しい部位として、1次冷却材管ホットレグ直管及び1次冷却材管コールドレグ直管が選定されていることを確認した。

1次冷却材管ホットレグ直管及び1次冷却材管コールドレグ直管について、フェライト量及び温度を用いて脆化予測モデル(H3Tモデル)により決定した熱時効後の材料の J_{mat} の傾きと、運転期間 60 年を仮定した亀裂進展解析の結果を貫通亀裂にモデル化して、通

常運転状態の荷重及び地震荷重、並びに重大事故等時の温度及び圧力をそれぞれ用いた弾塑性破壊力学解析（有限要素法）により求めた J_{app} の傾きを比較した結果、 J_{mat} と J_{app} の交点において J_{app} の傾きが J_{mat} の傾きを上回らないことを確認した。

検査要領書及び成績書により、1 次冷却材管について、定期的に溶接部の超音波探傷検査が実施され、有意な欠陥がないことを確認した。

以上より、九州電力の行った 2 相ステンレス鋼の熱時効に係る技術評価は妥当であると判断した。

(2) 長期保守管理方針

九州電力は、2 相ステンレス鋼の熱時効に関し、運転を断続的に行う状態において現状の保全内容に追加すべき項目はないとし、長期保守管理方針を策定していない。

原子力規制庁は、(1) の技術評価結果に照らして、長期保守管理方針を策定しないとすることは妥当であると判断した。

4. 5 電気・計装品の絶縁低下

電気・計装品においては、通電部位である導体と大地間、あるいは導体と他の導体との間に、電気絶縁性を確保するために、絶縁材料を介在させている。本評価における絶縁低下とは、この絶縁材料が熱、放射線等の環境的要因及び機械的な要因等で劣化し、電気抵抗が低下する事象である。絶縁低下が時間の経過とともに進行し、電気抵抗が大きく低下すると電気絶縁性を確保できなくなる可能性がある。絶縁低下の代表的な事例としては、ケーブルの絶縁体の絶縁低下が挙げられる。

(1) 技術評価結果

電気・計装品の絶縁低下に関する九州電力の評価及び原子力規制庁の審査結果を表 4. 5-1 に示す。なお、電気・計装品の絶縁低下に関する技術的妥当性確認の要点は、以下のとおりである。

① 原子炉施設の事故時環境下で機能要求のある電気・計装品

供用期間内の通常運転時、設計基準事故時及び重大事故時の絶縁材料等の劣化の評価に用いられた長期健全性試験について、試験手順、加速劣化条件並びに事故時雰囲気暴露条件及び試験結果を確認した。

② 原子炉施設の事故時環境下で機能要求のない電気・計装品

長期健全性試験の試験手順、加速劣化条件、試験結果、経年劣化データ及び現状保全の内容（点検方法及び頻度）を確認した。

表 4. 5-1 の審査結果に示すとおり、九州電力が行った電気・計装品の絶縁低下に対する技術評価は妥当であると判断した。

(2) 長期保守管理方針

九州電力は、電気・計装品の絶縁低下に関し、運転を断続的に行う状態において現状の保全内容に追加すべき項目はないとし、長期保守管理方針を策定していない。

原子力規制庁は、(1)の技術評価結果に照らして、長期保守管理方針を策定しないとすることは妥当であると判断した。

表 4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(1/8)

九州電力の評価					審査結果
評価対象 機器	機器	部位	評価内容	追加保全 策	
電気ペネ レーション (原子炉格 納容器)	ピッグ テイル型 電線貫通部	ポ ッ テ イ ン グ 材 等	ピッグテイル型電線貫通部は、設計基準事故時及び重大事故時環境下において機能要求があり、長期健全性試験に基づき評価している。長期健全性試験の試験条件は、原子炉格納容器内の設置環境における60年間の通常運転時の劣化条件及び設計基準事故時環境条件を包絡している。同様に、重大事故時環境条件についても包絡している。これらより、60年間の通常運転においても絶縁機能を維持できると評価した。	現状保全 項目に高経 年化対策の 観点から追 加すべき項 目はない。	長期健全性試験の試験条件が、運転開始後60年時点の熱・放射線等による劣化条件、設計基準事故及び重大事故の条件を包絡していることを確認し、運転開始後60年時点においても絶縁機能を維持できるとの健全性評価は妥当であると判断した。また、健全性評価結果より、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。
高圧 ケーブル	難燃高圧 CSHV ケーブル (屋内布設)	絶 縁 体	原子炉格納容器外（安全補機室内）に布設されている難燃高圧 CSHV ケーブルは、重大事故時環境下において機能要求があり、長期健全性試験に基づき評価している。長期健全性試験の試験条件は、安全補機室内の設置環境における60年間の通常運転時の劣化条件及び重大事故時環境条件を包絡している。 また、上記ケーブルを除く原子炉格納容器外の難燃高圧 CSHV ケーブルは、事故時環境下で機能要求はないが、長期健全性試験結果に基づき評価している。長期健全性試験の試験条件は、60年間の通常運転時の劣化条件を包絡している。これらより、60年間の通常運転においても絶縁機能を維持できると評価した。	現状保全 項目に高経 年化対策の 観点から追 加すべき項 目はない。	安全補機室内に布設されている難燃高圧 CSHV ケーブルについて、長期健全性試験の試験条件が、運転開始後60年時点の熱・放射線等による劣化条件及び重大事故の条件を包絡していることを確認した。これ以外の格納容器外の難燃高圧 CSHV ケーブルについては、長期健全性試験の試験条件が、運転開始後60年時点の熱・放射線等による劣化条件を包絡していることを確認した。以上から、運転開始後60年時点においても絶縁機能を維持できるとの健全性評価は妥当であると判断した。また、健全性評価結果より、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。
	難燃高圧 CSHV ケーブル (屋外布設)	絶 縁 体	屋外布設の難燃高圧 CSHV ケーブルはコンクリート製トレンチ内の電線管に布設している。トレンチ内は水が溜まった場合は、恒設の排水ポンプで排水することが可能であり、ケーブルが長時間浸水する可能性はないが、溜まり水による多湿度環境を考慮すると水トリー劣化による絶縁低下の可能性は否定できない。 しかしながら、現状保全で実施している定期的な絶縁診断等で水トリー劣化による絶縁低下は検知可能であり、現状保全を継続することで健全性を維持できると評価した。	現状保全 項目に高経 年化対策の 観点から追 加すべき項 目はない。	絶縁診断の実施頻度及び判定基準値を確認した。絶縁診断結果については、継続的に測定値の傾向管理を実施していることをトレンド管理表により確認した。トレンチ内の水溜りの有無を定期的に目視確認していることを点検チェックシートにより確認した。さらに、排水ポンプの管理状況を現地調査時に確認した。 以上より、現状保全により健全性の維持が可能であり、新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。

表 4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(2/8)

九州電力の評価					審査結果
評価対象 機器	機器	部位	評価内容	追加保全策	
低圧 ケーブル	KK ケーブル/ 難燃 PH ケーブル	絶縁体	原子炉格納容器内の KK ケーブル及び難燃 PH ケーブルは、設計基準事故時及び重大事故時環境下において機能要求があり、長期健全性試験に基づき評価している。長期健全性試験の試験条件は、原子炉格納容器内の設置環境における 60 年間の通常運転時の劣化条件及び設計基準事故時環境条件を包絡している。同様に、重大事故時環境条件についても包絡している。これらより、60 年間の通常運転においても絶縁機能を維持できると評価した。	現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。	長期健全性試験の試験条件が、運転開始後 60 年時点の熱・放射線等による劣化条件、設計基準事故及び重大事故の条件を包絡していることを確認し、運転開始後 60 年時点においても絶縁機能を維持できるとの健全性評価は妥当であると判断した。 また、健全性評価結果より、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。
	難燃 SHVV ケーブル	絶縁体	原子炉格納容器外（使用済燃料ピット周辺）に布設されている一部の難燃 SHVV ケーブルについては、重大事故時環境下において機能要求があり、長期健全性試験に基づき評価している。長期健全性試験の試験条件は、使用済燃料ピット周辺の設置環境における 60 年間の通常運転時の劣化条件及び重大事故時環境条件を包絡している。 また、上記ケーブルを除く原子炉格納容器外の難燃 SHVV ケーブルは、事故時環境下で機能要求はないが、長期健全性試験結果に基づき評価している。長期健全性試験の試験条件は、60 年間の通常運転時の劣化条件を包絡している。 これらより、60 年間の通常運転においても絶縁機能を維持できると評価した。	現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。	使用済燃料ピット周辺に布設されている難燃 SHVV ケーブルについて、長期健全性試験の試験条件が、運転開始後 60 年時点の熱・放射線による劣化条件及び重大事故の条件を包絡していることを確認した。これ以外の格納容器外の難燃 SHVV ケーブルについては、長期健全性試験の試験条件が、運転開始後 60 年時点の熱・放射線等による劣化条件を包絡していることを確認した。 以上から、運転開始後 60 年時点においても絶縁機能を維持できるとの健全性評価は妥当であると判断した。 また、健全性評価結果より、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。

表 4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(3/8)

九州電力の評価					審査結果
評価対象 機器	機器	部位	評価内容	追加保全策	
低圧 ケーブル	FPET ケーブル	絶縁 体	原子炉格納容器外の FPET ケーブルは、事故時環境下で機能要求はないが、長期健全性試験に基づき評価している。長期健全性試験の試験条件は、60 年間の通常運転時の劣化条件を包絡していることから、60 年間の通常運転においても絶縁機能を維持できると評価した。	現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。	長期健全性試験の試験条件が、運転開始後 60 年時点の熱・放射線等による劣化条件を包絡していることを確認し、運転開始後 60 年時点においても絶縁機能を維持できるとの健全性評価は妥当であると判断した。 当該ケーブルについては、定期的に系統設備の機能検査等により異常がないことが確認されており、現状保全により健全性の維持が可能であり、新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。
同軸 ケーブル	難燃三重同軸 ケーブル	絶縁 体等	原子炉格納容器内の難燃三重同軸ケーブルは、設計基準事故（冷却材喪失事故）時及び重大事故時環境下において機能要求があり、長期健全性試験に基づき評価している。長期健全性試験の試験条件は、原子炉格納容器内の設置環境における 60 年間の通常運転時の劣化条件及び設計基準事故時環境条件を包絡している。同様に、重大事故時環境条件についても包絡している。これらより、60 年間の通常運転においても絶縁機能を維持できると評価した。	現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。	長期健全性試験の試験条件が、運転開始後 60 年時点の熱・放射線による劣化条件、設計基準事故及び重大事故の条件を包絡していることを確認し、運転開始後 60 年時点においても絶縁機能を維持できるとの健全性評価は妥当であると判断した。 また、健全性評価結果より、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。
ケーブル 接続部	気密端子箱接 続、直ジョイ ント、三重同 軸コネクタ接 続	絶縁 物等			
	電動弁 コネクタ接続 1	絶縁 物等	原子炉格納容器外（主蒸気配管室内）に設置されている電動弁コネクタ接続 1 は、設計基準事故時環境下において機能要求があり、長期健全性試験に基づき評価している。長期健全性試験の試験条件は、主蒸気配管室内の設置環境における 60 年間の通常運転時の劣化条件及び設計基準事故時環境条件を包絡している。これらより、60 年間の通常運転においても絶縁機能を維持できると評価した。	現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。	長期健全性試験の試験条件が、運転開始後 60 年時点の熱・放射線による劣化条件、設計基準事故の条件を包絡していることを確認し、運転開始後 60 年時点においても絶縁機能を維持できるとの健全性評価は妥当であると判断した。 また、健全性評価結果より、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。

表 4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(4/8)

九州電力の評価					審査結果
評価対象機器	機器	部位	評価内容	追加保全策	
電動装置(弁)	RHRS 入口隔離弁電動装置/T/D AFWP 蒸気元弁電動装置	口出線・接続部品等	原子炉格納容器内に設置されている RHRS 入口隔離弁電動装置は、設計基準事故(冷却材喪失事故)時環境下において機能要求があり、長期健全性試験に基づき評価している。長期健全性試験の試験条件は、原子炉格納容器内の設置環境における 60 年間の通常運転時の劣化条件及び設計基準事故時環境条件を包絡している。これらより、60 年間の通常運転においても絶縁機能を維持できると評価した。 原子炉格納容器外(主蒸気配管室内)に設置されている T/D AFWP 蒸気元弁電動装置は、設計基準事故時及び重大事故時環境下において機能要求があり、長期健全性試験に基づき評価している。長期健全性試験の試験条件は、原子炉格納容器外の設置環境における 60 年間の通常運転時の劣化条件及び設計基準事故時環境条件を包絡している。これらより、60 年間の通常運転においても絶縁機能を維持できると評価した。	現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。	RHRS 入口隔離弁電動装置について、長期健全性試験の試験条件が、運転開始後 60 年時点の熱・放射線等による劣化条件、設計基準事故の条件を包絡していることを確認した。 T/D AFWP 蒸気元弁電動装置については、長期健全性試験の試験条件が、運転開始後 60 年時点の熱等による劣化条件、設計基準想定事故及び重大事故の条件を包絡していることを確認した。 以上から、運転開始後 60 年時点においても絶縁機能を維持できるとの健全性評価は妥当であると判断した。 また、健全性評価結果より、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。
高圧ポンプ用電動機	海水ポンプ用電動機、充てん/高圧注入ポンプ用電動機、電動補助給水ポンプ用電動機	固定子コイル等	ヒートサイクル試験により得られた耐熱寿命のアレニウスプロットより評価した絶縁寿命及び運転年数による絶縁破壊電圧の低下傾向から固定子コイル等の絶縁低下の可能性は否定できず、当該ポンプモータに係る絶縁寿命は 18.5 年と評価した。 しかしながら、現状保全で実施している定期的な絶縁抵抗測定等で絶縁低下は検知可能であり、運転年数及び定期的な絶縁抵抗測定等の結果に基づく取替を含む現状保全を継続することにより健全性を維持できると評価した。	現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。	絶縁寿命 18.5 年の数的根拠を確認し、健全性評価は妥当であると判断した。 絶縁抵抗測定等の実施頻度及び判定基準値並びに現状保全の結果等を踏まえ、取替等の実施時期を決定するとされていることを確認した。 以上より、現状保全により健全性の維持が可能であり、新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。
空調設備	空調用冷凍機用電動機	コイル等			
電源設備	ディーゼル発電機	コイル等			

表 4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(5/8)

九州電力の評価					審査結果
評価対象機器	機器	部位	評価内容	追加保全策	
低圧ポンプ用電動機	ほう酸ポンプ用電動機	固定子コイル等	ヒートサイクル試験により得られた耐熱寿命のアレニウスプロットより評価した絶縁寿命及び設置経過年数による絶縁破壊電圧の低下傾向から、固定子コイル等の絶縁低下の可能性は否定できない。当該ポンプモータに係る絶縁寿命は16年と評価した。しかしながら、現状保全で実施している定期的な絶縁抵抗測定で絶縁低下は検知可能であり、その結果に基づく取替を含む現状保全を継続することにより健全性を維持できると評価した。	現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。	絶縁寿命16年の数的根拠を確認し、健全性評価は妥当であると判断した。 絶縁抵抗測定の実施頻度及び判定基準値並びに現状保全の結果等を踏まえ、取替等の実施時期を決定するとされていることを確認した。 以上より、現状保全により健全性の維持が可能であり、新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。
空調設備	ディーゼル発電機室給気ファン用電動機、安全補機室排気ファン用電動機	固定子コイル等			
機械設備	制御用空気圧縮機用電動機、制御用空気除湿装置送風機用電動機	固定子コイル等			
電源設備	ディーゼル発電機	固定子コイル等			
	非常用ディーゼル発電機機関本体付属設備のポンプ(温水循環ポンプ用電動機、潤滑油プライミングポンプ用電動機及び燃料油移送ポンプ用電動機)	固定子コイル等			
電源設備	大容量空冷式発電機	固定子巻線等	固定子巻線等の絶縁低下の可能性は否定できない。しかしながら、現状保全で実施している定期的な絶縁抵抗測定で絶縁低下は検知可能であり、現状保全を継続することにより健全性を維持できると評価した。	現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。	絶縁抵抗測定等の実施頻度及び判定基準値を確認した。 以上より、現状保全により健全性の維持が可能であり、新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。

表 4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(6/8)

九州電力の評価					審査結果
評価対象 機器	機器	部位	評価内容	追加保全策	
電気設備	パワーセンタ	計器用変圧器	メタクラの計器用変流器及び計器用変圧器の試験結果より、絶縁性能に問題のないことを確認しているが、絶縁低下の可能性は否定できないと評価した。 しかしながら、現状保全で実施している定期的な絶縁抵抗測定で絶縁低下は検知可能であり、現状保全を継続することにより健全性を維持できると評価した。	現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。	パワーセンタ計器用変圧器については、絶縁抵抗測定の実施頻度及び判定基準値を確認した。現状保全により健全性の維持が可能であり、新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。
	動力変圧器	コイル	絶縁材料が異なる動力変圧器の 60 年相当の熱劣化試験の結果により、当該コイルの絶縁低下の可能性は小さいと考えられるが、絶縁低下の可能性は否定できない。 しかしながら、現状保全で実施している定期的な絶縁抵抗測定で絶縁低下は検知可能であり、現状保全を継続することにより健全性を維持できると評価した。	現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。	熱劣化試験の試験条件の設定根拠等を確認し、健全性評価は妥当であると判断した。 絶縁抵抗測定の実施頻度及び判定基準値を確認した。 以上より、現状保全により健全性の維持が可能であり、新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。
	メタルクラッド 開閉装置	計器用変流器、 計器用変圧器	60 年相当の課電劣化試験及び熱サイクル試験の結果より、絶縁性能は維持できると評価した。	現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。	課電劣化試験及び熱サイクル試験の試験条件の設定根拠について確認し、健全性評価は妥当であると判断した。 また、健全性評価結果より、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。
制御設備	ディーゼル 発電機盤	計器用変流器、 計器用変圧器			

表 4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(7/8)

九州電力の評価					審査結果
評価対象機器	機器	部位	評価内容	追加保全策	
電気設備	メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ	保護リレーの絶縁物	同種の保護リレーの評価試験の結果より、コイル部の絶縁低下の可能性は否定できず、絶縁破壊電圧が判定基準に達するまでの期間は約 40 年と評価した。 しかしながら、現状保全で実施している定期的な絶縁抵抗測定で絶縁低下は検知可能であり、その結果に基づく取替を含む現状保全を継続することにより健全性を維持できると評価した。	現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。	保護リレーの評価試験が、川内 1 号炉の保護リレーと絶縁種別が同じ保護リレーを用いて行われていることを確認し、健全性評価は妥当であると判断した。 絶縁抵抗測定の実施頻度及び判定基準値を確認した。また、保護リレーについては、製造中止に対応するための予防保全としてこれまでに取替を実施していることを確認した。 以上より、現状保全により健全性の維持が可能であり、新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。
制御設備	ディーゼル発電機盤				
電源設備	直流コントロールセンタ				
電気設備	メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ	保護リレー等	保護リレー(機械式)については、電気規格調査会標準規格に基づく耐久試験の結果より、特性に異常を生じないことを確認しているが、特性変化が生じる可能性は否定できない。また、保護リレー(静止形)については、基板中のマイグレーションの発生等による特性変化が発生する可能性は否定できない。 しかしながら、現状保全で実施している定期的な校正試験等で特性変化は検知可能であり、現状保全を継続することにより健全性を維持できると評価した。	現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。	校正試験の方法及び実施頻度を確認した。 以上より、現状保全により健全性の維持が可能であり、新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。
制御設備	ディーゼル発電機盤				
電源設備	直流コントロールセンタ				
プロセス計測制御設備	1 次冷却材圧力計測制御設備等	指示計、記録計、信号変換処理部等	指示計等については、基板中のマイグレーションの発生等による特性変化が発生する可能性は否定できない。 しかしながら、現状保全で実施している定期的な校正試験で特性変化は検知可能であり、現状保全を継続することにより健全性を維持できると評価した。	現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。	校正試験の方法及び実施頻度を確認した。 以上より、現状保全により健全性の維持が可能であり、新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。

表 4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(8/8)

九州電力の評価					審査結果
評価対象 機器	機器	部位	評価内容	追加保全策	
制御設備	ディーゼル 発電機盤	励磁装置	屋内の制御盤筐体内に内蔵されているため、塵埃の付着による絶縁低下の可能性は小さいが絶縁低下の可能性は否定できない。 しかしながら、現状保全で実施している定期的な絶縁抵抗測定等で絶縁低下は検知可能であり、現状保全を継続することにより健全性を維持できると評価した。	現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。	絶縁抵抗測定及び精密点検の実施頻度及び判定基準値を確認した。 以上より、現状保全により健全性の維持が可能であり、新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。
プロセス 計測制御 設備	1次冷却材圧 力計測制御設 備等	伝送器(1次冷却材圧力計測制御設備、加圧器水位計測制御設備)、測温抵抗体(1次冷却材高温側温度(広域)計測制御設備)、放射線検出器(格納容器内高レンジエリアモニタ計測制御設備)	(設計基準事故時及び重大事故時環境下で機能要求がある左記の機器部位を定期取替品としている。)	—	当該機器について実施された長期健全性試験の試験条件が取替周期内における熱・放射線等による劣化条件及び設計想定事故の条件を包絡していることを確認し、取替周期の設定は妥当であると判断した。 以上より、伝送器等の取替を含む現状保全は適切に実施されていると判断した。

4. 6 コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下（含む鉄骨構造物の強度低下）

コンクリートは、熱、放射線照射、中性化、塩分浸透、機械振動等により強度が低下する可能性がある。また、熱により放射線の遮蔽能力が低下する可能性がある。鉄骨構造物は、腐食による強度低下の可能性がある。

(1) コンクリートの技術評価結果

① 九州電力の評価内容

a 経年劣化事象に対する評価対象の抽出

重要度分類指針におけるクラス 1、2 に該当する構造物又は機器を支持する構造物、同クラス 3 に該当する機器のうち、高温・高圧の環境下にある機器を支持する構造物(浸水防護施設に属する機器及び構造物を含む)及び常設重大事故等対処設備を支持する構造物を評価対象構造物として選定し、さらに、使用条件等により代表構造物を選定している。

代表構造物に要求されている支持機能と遮蔽機能に関わる経年劣化事象として、コンクリートの強度低下及びコンクリートの遮蔽能力低下を抽出し、それらの劣化要因として、熱、放射線照射、中性化、塩分浸透及び機械振動を抽出している。

なお、凍結融解、化学的浸食及び耐火能力低下については、コンクリートに劣化が生じるような環境ではないこと、また、アルカリ骨材反応については、使用骨材の反応性試験結果で無害と判定されていることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとしている。

コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下に影響を及ぼす劣化の要因ごとに、コンクリート構造物の使用環境等を考慮し、強度低下及び遮蔽能力低下への影響が大きいと想定される評価対象を抽出している。表 4.6-1 に、劣化要因別の代表評価対象を示す。

表 4.6-1 劣化要因別の代表評価対象

経年劣化事象	劣化要因	代表評価対象
コンクリートの強度低下	熱	内部コンクリート（1次遮蔽壁）
	放射線照射	内部コンクリート（1次遮蔽壁）
	中性化	原子炉補助建屋（屋内面） 取水構造物
	塩分浸透	取水構造物
	機械振動	原子炉補助建屋（非常用ディーゼル発電設備基礎） タービン建屋（タービン架台）
コンクリートの遮蔽能力低下	熱	内部コンクリート（1次遮蔽壁）

b 健全性の評価

前項で抽出されたコンクリートの経年劣化事象の各経年劣化要因について、健全性の評価内容を以下に示す。

(a) コンクリートの強度低下

ア 熱

熱の評価対象は、運転時に最も高温状態となる内部コンクリート（1次遮蔽壁）とし、評価点は、ガンマ発熱の影響の最も大きい炉心領域部及び原子炉容器支持構造物からの伝達熱の影響の最も大きい原子炉容器サポート直下部としている。

コンクリートの温度制限値は、一般社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」（2011）において、貫通部で 90℃、その他の部分で 65℃と定められている。

温度分布解析の結果、炉心領域部におけるコンクリート内の最高温度は、約 64℃であり、また、原子炉容器サポート直下部におけるコンクリート内の最高温度は、約 55℃であり、いずれの部位も温度制限値以下であるとしている。

なお、長尾らの実験¹⁰によれば、長期加熱時のコンクリートの圧縮強度については、65℃から 110℃で 3.5 年間加熱した場合でも、強度低下は見られない。また、サイクル加熱時のコンクリートの圧縮強度については、20℃から 110℃で 120 回サイクル加熱した場合でも、強度に大きな変化は認められていない。

以上から、60 年間の供用を仮定しても、熱による強度低下については問題ないとしている。

イ 放射線照射

放射線照射の評価対象は、コンクリート構造物のうち、中性子照射量及びガンマ線照射量の最も大きい内部コンクリート（1次遮蔽壁）とし、評価点は、中性子照射量及びガンマ線照射量が最大となる 1 次遮蔽壁炉心側コンクリートとしている。

放射線照射とコンクリート強度の関係に関する Hilsdorf 他¹¹の文献によると、中性子照射量が $1.0 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ 程度、ガンマ線照射量が $2.0 \times 10^8 \text{Gy}$ ($2.0 \times 10^{10} \text{rad}$) 程度では有意な強度低下は見られない。

運転開始後 60 年時点で 1 次遮蔽壁炉心側コンクリートにおいて予想される中性子照射量は、約 $4.7 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.11 \text{MeV}$) であり、コンクリートの強度低下への影響はないとしている。同様に、1 次遮蔽壁炉心側コンクリートにおいて予想されるガンマ線照射量は、約 $2.3 \times 10^8 \text{Gy}$ ($2.3 \times 10^{10} \text{rad}$) であり、照射量が約

¹⁰ 長尾他：「熱影響場におけるコンクリート劣化に関する研究」第 48 回セメント技術大会講演集（1994）

¹¹ Hilsdorf, etc.：「The Effect of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete」American Concrete Institute Publication SP 55-10（1978）

$2.0 \times 10^8 \text{Gy}$ ($2.0 \times 10^{10} \text{rad}$) を超える範囲は、深さ方向で最大 6cm 程度である。しかし、1 次遮蔽壁の厚さ（最小壁厚 279cm）に比べて小さいことから、構造強度上問題とならないとしている。

以上から、60 年間の供用を仮定しても放射線照射による強度低下については問題ないとしている。

ウ 中性化

中性化の評価対象は、屋内については、仕上げが施されていない部位があり、環境要素（二酸化炭素濃度、温度及び相対湿度）の測定結果から、環境条件の中性化に及ぼす影響度が比較的大きいと考えられる原子炉補助建屋（屋内面）としている。屋外については、仕上げが施されていない取水構造物としている。評価点（サンプリング箇所）については、複数箇所を選定し中性化深さを測定している。

鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さは、一般社団法人日本建築学会「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」（2008）において、一般に屋外の雨掛り部分では、鉄筋のかぶり厚さまで達したとき、屋内の部分では、鉄筋のかぶり厚さから 2cm 奥まで達したときとされている。鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さは、原子炉補助建屋（屋内面）で 9cm（設計かぶり厚さ 7cm+2cm）、取水構造物（気中帯）で 9.1cm としている。

中性化の進行速度に係る既往の推定式¹²である岸谷式、森永式及び中性化深さの実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式（ t ：中性化期間（年））を用いて、運転開始後 60 年経過時点における中性化深さを評価した結果、原子炉補助建屋（屋内面）で 6.1cm、取水構造物（気中帯）で 1.3cm であり、いずれも、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ（原子炉補助建屋で 9.0cm、取水構造物で 9.1cm）と比較して余裕があるとしている。

定期的に目視点検を実施しているが、鉄筋腐食に起因する有害なひび割れ等は発見されていないとしている。

以上から、60 年間の供用を仮定しても中性化による強度低下については問題ないとしている。

エ 塩分浸透

塩分浸透の評価対象は、海水とその飛沫の影響により最も厳しい塩分浸透環境下にあり、塗装等の仕上げが施されていない取水構造物とし、評価点は、環境条件の異なる気中帯、干満帯及び海中帯としている。

¹² ・岸谷式：一般社団法人日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針（案）・同解説」（1991）
・森永式：「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究－東京大学学位論文」（昭和 61 年）
・中性化深さの実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式：公益社団法人土木学会「コンクリート標準示方書[維持管理編]」（2007）

塩分によるコンクリート中の鉄筋への影響評価は、平成 23 年に試料を採取して測定した鉄筋位置での塩化物イオン濃度を基に、予測式（森永式¹²⁾）で算出された運転開始後 60 年経過時点の鉄筋の腐食減量は取水構造物の気中帯で $3.9 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、干満帯で $2.9 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、海中帯で $2.0 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ となり、いずれも、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点での鉄筋の腐食減量（気中帯 $84.5 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、干満帯 $88.7 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、海中帯 $86.4 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ ）を十分に下回っているとしている。

定期的に目視点検を実施しているが、鉄筋腐食に起因する有意なひび割れ等は発見されていないとしている。

以上から、60 年間の供用を仮定しても塩分浸透による強度低下については問題ないとしている。

オ 機械振動

機械振動の評価対象は、比較的大きな振動を受ける部位として、非常用ディーゼル発電設備基礎及びタービン架台とし、局部的に影響を受ける可能性がある基礎ボルト周辺を評価点としている。

機械振動により機器のコンクリート基礎への定着部の支持力が失われる場合、機械の異常振動や定着部周辺コンクリート表面の有意なひび割れが発生するものと考えられるが、これまでの目視点検では確認されていない。また、機械振動は、日常的な監視等により、異常の兆候は検知可能であるとしている。

以上から、日常的な監視等により 60 年間の供用を仮定しても機械振動による強度低下については問題ないとしている。

(b) コンクリートの遮蔽能力低下

放射線に対する遮蔽能力低下の評価対象は、運転時最高温度となる内部コンクリート（1 次遮蔽壁）とし、評価点は、1 次遮蔽壁のうち最も高温となる炉心領域部としている。

放射線防護の観点から、コンクリート遮蔽体の設計に適用されている「コンクリート遮蔽体設計基準」（R.G. Jaeger et al. 「Engineering Compendium on Radiation Shielding (ECRS) VOL. 2）において、周辺及び内部最高温度の制限値は、コンクリートに対して中性子遮蔽で 88°C 以下、ガンマ線遮蔽で 177°C 以下となっている。

炉心領域部のコンクリートの温度は、温度分布解析の結果、最高でも約 64°C と制限値より低い値であるとしている。コンクリートの遮蔽能力低下が生じた場合、内部コンクリート周辺における放射線量が上昇するものと考えられるが、放射線量は定期的に監視している。

以上から、60 年間の供用を仮定しても熱による遮蔽能力低下については問題ないとしている。

c 現状保全の評価

(a) コンクリートの強度低下

定期的にコンクリート表面のひび割れ、塗装の劣化等の目視点検を実施して有意な欠陥がないことを確認していること、破壊試験や非破壊試験による点検を実施して強度に急激な経年劣化が生じていないことを確認していること、及び必要に応じて塗装の塗替え等の補修を実施していることから、保全方法は適切であるとしている。

(b) コンクリートの遮蔽能力低下

定期的に目視点検を実施し、遮蔽能力に支障をきたす可能性のあるひび割れ等の有意な欠陥がないことを確認している。ひび割れ等については、目視点検で検知可能であり、保全方法として適切であるとしている。

d 追加保全策の策定

コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下については、高経年化対策の観点から現状保全項目に追加すべき項目はないとしている。

② 審査結果

温度及び放射線照射量の解析結果並びにコンクリート構造物に対する圧縮強度(破壊試験及び非破壊試験)、中性化深さ、塩化物イオン濃度、アルカリ骨材反応性及び目視点検に係る記録等により、以下のとおり技術評価の妥当性を確認した。

なお、凍結融解、化学的浸食及び耐火能力低下については、コンクリートに劣化が生じるような環境ではないこと、また、アルカリ骨材反応については、使用骨材の反応性試験結果より無害であること及び目視点検結果よりアルカリ骨材反応に起因するひび割れが見られないことを確認し、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないものとすることは妥当であると判断した。

a コンクリートの強度低下

(a) 熱

熱については、評価点である炉心領域部と原子炉容器サポート直下部におけるコンクリートの温度分布解析が的確に実施されているかについて確認した。

温度分布解析については、入力条件が保守的に設定されていること、この解析結果により炉心領域部の最高温度が約 64℃、原子炉容器サポート直下部の最高温度が約 55℃であり、一般社団法人日本機械学会「発電用力設備規格 コンクリート製原子炉

格納容器規格」(2011)に示されている温度制限値(その他の部分 65℃)以下であることを確認した。

なお、内部コンクリート(1次遮蔽壁)の破壊試験、非破壊試験及び目視点検の結果により、健全性に影響ないことを確認した。

以上より、熱によるコンクリートの強度低下については問題ないとする評価は妥当であると判断した。

(b) 放射線照射

放射線照射については、運転開始後 60 年時点で予想されるコンクリートの中性子照射量及びガンマ線照射量を算定する放射線照射量解析が的確に実施されているかについて確認した。

放射線照射量解析の結果、評価点である 1 次遮蔽壁炉心側コンクリートにおいて、運転開始後 60 年時点で予想される中性子照射量の最大値は、約 $4.7 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.11 \text{MeV}$) であり、許容される目安値 $1.0 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ を超えていないことを確認した。

しかし、運転開始後 60 年時点で予想されるガンマ線照射量の最大値は、約 $2.3 \times 10^8 \text{Gy}$ (約 $2.3 \times 10^{10} \text{rad}$) であり、許容される目安値 $2.0 \times 10^8 \text{Gy}$ ($2.0 \times 10^{10} \text{rad}$) を超えていることを確認した。目安値を超える範囲が 1 次遮蔽壁内側の炉心領域部の限られた範囲で深さ方向に最大 6cm であるが、1 次遮蔽壁の厚さに比較して小さいこと、同範囲を考慮した原子炉容器の鉛直荷重に対する耐力に裕度があること及び基準地震動による最大せん断ひずみが基準値を下回っていることを確認した。

なお、内部コンクリート(1次遮蔽壁)の破壊試験、非破壊試験及び目視点検の結果により、健全性に影響ないことを確認した。

以上より、放射線照射によるコンクリートの強度低下については構造強度上問題ないとする評価は妥当であると判断した。

(c) 中性化

中性化については、評価対象及び評価点の抽出根拠並びに中性化深さの予測評価が的確に実施されているかについて確認した。

屋内の評価対象及び評価点として原子炉補助建屋(屋内面)、屋外の評価対象及び評価点として取水構造物(気中帯)が抽出されている。屋内については、平成 19 年から平成 21 年に実施した温度、相対湿度及び二酸化炭素濃度の測定結果を確認し、中性化に及ぼす影響度が比較的大きい箇所が選定されていること、屋外については、仕上げが施されていない取水構造物(気中帯)が選定されていることから、評価対象及び評価点の抽出は妥当であると判断した。

中性化深さの推定式である岸谷式、森永式、 $\sqrt{t}$ 式のパラメータ及びこれらにより

保守的に評価された予測結果に基づき、運転開始後 60 年経過時点の中性化深さの推定値が、鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さを下回っていることを確認した。また、平成 23 年に実施した中性化深さの測定位置及び測定結果を確認した。

なお、原子炉補助建屋（屋内面）及び取水構造物（気中帯）の破壊試験、非破壊試験及び目視点検の結果により、健全性に影響ないことを確認した。

以上より、中性化によるコンクリートの強度低下については問題ないとする評価は妥当であると判断した。

（d）塩分浸透

塩分浸透については、評価対象及び評価点の抽出根拠、コンクリート中の塩分の鉄筋への影響に関する予測評価が的確に実施されているかについて確認した。

塩分浸透の評価対象及び評価点として、海水飛沫の影響で最も厳しい塩分浸透環境下にある取水構造物の気中帯、干満帯及び海中帯が抽出されている。原子炉設置変更許可申請書に記載されている平均満潮位（H. W. L）及び平均干潮位（L. W. L）により、評価点である気中帯、干満帯及び海中帯の測定位置を選定した根拠を確認した。

平成 23 年に評価点の鉄筋位置で測定した塩化物イオン濃度から算出した鉄筋の腐食減量の予測値が、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の値以下であることを確認した。この測定した塩化物イオン濃度から、運転開始後 60 年時点の鉄筋腐食減量を予測するために用いられる森永式のパラメータが適切に設定されていることを確認し、運転開始後 60 年時点の鉄筋の腐食減量の予測値がかぶりコンクリートにひび割れの発生する時点の値を下回っていることを確認した。

なお、取水構造物の破壊試験、非破壊試験及び目視点検の結果により、健全性に影響ないことを確認した。

以上より、塩分浸透によるコンクリートの強度低下については問題ないとする評価は妥当であると判断した。

（e）機械振動

機械振動については、評価対象及び評価点の抽出根拠、並びに機械振動の評価が的確に実施されているかについて確認した。

機械振動の評価対象及び評価点として、運転中に比較的大きな振動を受ける非常用ディーゼル発電設備基礎及びタービン架台の基礎ボルト周辺のコンクリートが抽出されていることを確認した。原子炉補助建屋（非常用ディーゼル発電設備基礎を含む）及びタービン架台の目視点検結果、並びにタービン架台の破壊試験の結果により、健全性に影響ないことを確認した。

以上より、機械振動によるコンクリートの強度低下については問題ないとする評価は妥当であると判断した。

b コンクリートの遮蔽能力低下

遮蔽能力低下については、評価点である内部コンクリート（1次遮蔽壁）の炉心領域部におけるコンクリートの温度分布解析が的確に実施されているかを確認した。

温度分布解析の入力条件が保守的に設定されていること、及び解析結果により炉心領域部の最高温度が約64℃であり、温度制限値（中性子遮蔽に対して88℃以下、ガンマ線遮蔽に対して177℃以下）を超えていないことを確認した。

なお、内部コンクリート（1次遮蔽壁）の破壊試験、非破壊試験及び目視点検の結果により、健全性に影響ないことを確認した。また、原子炉建屋内の放射線量率について定期的にモニタリングされていることを確認した。

以上より、熱によるコンクリートの遮蔽能力低下については問題ないとする評価は妥当であると判断した。

以上より、九州電力の行ったコンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下に係る技術評価は妥当であると判断した。

(2) 鉄骨構造物の技術評価結果

① 九州電力の評価内容

鉄骨構造物の腐食の評価対象は、内部コンクリート（鉄骨部）、燃料取扱建屋（鉄骨部）、タービン建屋（鉄骨部）、原子炉補助建屋水密扉、海水ポンプエリア防護壁（鉄骨部）及び海水ポンプエリア水密扉とし、評価点は、鉄骨部の構造部材としている。

評価対象の鉄骨構造物について、塗膜の耐用年数及び鋼材の耐用年数を推定する評価式を用いて、推定耐用年数（鋼材の断面積が腐食により平均10%断面欠損するまでの年数）を算定した結果は、内部コンクリート（鉄骨部）で55年、燃料取扱建屋（鉄骨部）で38年、タービン建屋（鉄骨部）で38年、原子炉補助建屋水密扉で29年、海水ポンプエリア防護壁（鉄骨部）で14年及び海水ポンプエリア水密扉で8年であるとしている。

現状保全として、定期的に目視点検を実施し、強度に支障をきたす可能性のあるような鋼材の腐食がないことを確認し、そのような腐食につながる塗膜の劣化等が認められた場合には、その部分の塗装の塗替え等を行うこととしていることから、保全方法は適切であるとしている。

以上より、鉄骨構造物の強度低下については、高経年化対策の観点から現状保全項目に追加すべき項目はないとしている。

② 審査結果

鉄骨構造物の腐食による強度低下については、鉄骨造躯体推定耐用年数を算定する評価が的確に実施されているかを確認した。

鉄骨造躯体の推定耐用年数の評価式に使用したパラメータが適切に設定され、推定耐用年数が評価されていること、タービン建屋の鉄骨部の塗装修繕工事が平成 24 年度に実施されていること、及び鉄骨構造物の目視点検による現状保全が確実に実施されていることから、鉄骨構造物は現状保全を継続することで、健全性を維持できるとする評価は妥当であると判断した。

以上より、九州電力の行った鉄骨構造物の強度低下に係る技術評価は妥当であると判断した。

(3) 長期保守管理方針

九州電力は、コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下（含む鉄骨構造物の強度低下）に関し、運転を断続的に行う状態において現状の保全内容に対して追加すべき項目はないとし、長期保守管理方針を策定していない。

原子力規制庁は、(1) 及び (2) の技術評価結果に照らして、長期保守管理方針を策定しないとすることは妥当であると判断した。

4. 7 応力腐食割れ (SCC)

SCC は、材料、応力、環境の 3 要素が重畳する場合に、主として溶接金属部及び溶接熱影響部に発生する可能性がある。

(1) 技術評価結果

①九州電力の評価内容

a 600 系ニッケル基合金の SCC (PWSCC)

(a) 経年劣化事象に対する評価対象の抽出

対象となる機器・部位として、原子炉容器本体の 600 系ニッケル基合金の使用部位を抽出している。なお、川内 1 号炉の蒸気発生器伝熱管は、690 系ニッケル基合金を使用しているため、対象外である。

(b) 健全性の評価

応力条件として厳しい炉内計装筒母材部及び溶接部において、炉内計装筒 J-溶接部、出口管台継手及び入口管台継手については、表面仕上げ（バフ仕上げ）が行われていない場合には、PWSCC が発生する可能性は否定できないとしている。しかしながら、第 17 回定期検査（2005 年度）において、炉内計装等については渦流探傷検査を実施し、炉内計装筒 J-溶接部、出口管台継手及び入口管台継手については目視確認を実施し、これらの部位について異常がないことを確認している。また、炉内計装筒母材部及び溶接部並びに出口管台継手及び入口管台継手についてウォータージェットピーニングを施工しており、PWSCC の発生する可能性は小さいとしている。

(c) 現状保全の評価

旧原子力安全・保安院指示文書（平成 21・11・18 原院第 1 号 NISA-325c-09-4、NISA-163c-09-4）¹³に指示されている手法・頻度（超音波探傷検査、浸透探傷検査、漏えい検査及びベアメタル検査・供用期間中検査時）で検査を実施し、有意な欠陥がないことを確認している。PWSCC は、超音波探傷検査及びベアメタル検査等により検知可能であり、点検手法として適切であるとしている。

(d) 追加保全策の策定

PWSCC については、引き続き旧原子力安全・保安院指示文書（平成 21・11・18 原院第 1 号 NISA-325c-09-4、NISA-163c-09-4）に定められた手法・頻度で検査を実施していくとしており、高経年化対策の観点から、現状保全項目に追加すべきものはない

¹³ 平成 17 年 6 月 15 日までは平成 15・12・11 原院第 2 号 NISA-163a-03-1、平成 21 年 2 月 26 日までは平成 17・06・10 原院第 7 号 NISA-163a-05-2、平成 21 年 12 月 24 日までは平成 21・02・18 原院第 2 号 NISA-325c-09-1、NISA-163c-09-2 により実施

としている。

b ステンレス鋼の高温水における SCC

(a) 経年劣化事象に対する評価対象の抽出

対象となる機器として、蒸気発生器の冷却材出入口管台セーフエンド、加圧器本体の計測用管台、ステンレス鋼配管及びプロセス計測制御設備としている。

(b) 健全性の評価

蒸気発生器入口管台セーフエンドについては、溶接部近傍の内面に対して有効性が確認された超音波ショットピーニングによる SCC 対策を実施しており、発生の可能性は小さいとしている。

加圧器計測用管台については、水素注入や脱塩処理により管理された水質であることから、SCC 発生の可能性は小さいとしている。

ステンレス鋼配管及びプロセス計測制御設備については、耐 SCC に優れた炭素含有量を低減した SUS316 系が用いられていることから、SCC の発生の可能性は小さいとしている。

(c) 現状保全の評価

定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥がないことを確認し、漏えい試験により耐圧部の健全性を確認している。SCC は超音波探傷検査、漏えい試験で検知可能であり、点検手法として適切であるとしている。

(d) 追加保全策の策定

ステンレス鋼の高温水における SCC については、引き続き定期的に超音波探傷検査、漏えい検査を実施していくとしており、高経年化対策の観点から、現状保全項目に追加すべきものはないとしている。

c ステンレス鋼の塩化物による SCC

(a) 経年劣化事象に対する評価対象の抽出

外面からの塩化物による SCC の対象となる機器として、補機タンク（燃料取替用水タンク及び復水タンク）、ステンレス鋼配管及び弁（ステンレス鋼製）を抽出している。

内面からの塩化物による SCC の対象となる機器として、弁（ステンレス鋼製）及び濃縮減容設備を抽出している。

(b) 健全性の評価

外面からの塩化物による SCC については、塗装又は防水措置（保温）を施して海塩粒子の付着を防止しており、SCC の発生する可能性は小さいとしている。

内面からの塩化物による SCC については、内部流体の廃液の塩化物イオン濃度が高く、温度も約 100℃となることから、発生の可能性は否定できないとしている。

(c) 現状保全の評価

外面からの塩化物による SCC については、定期的に塗装、防水措置（保温）等の目視確認を実施し、弁については必要に応じ取り替えている。塗装、防水措置等の異常は目視確認により検知可能であり、点検手法として適切であるとしている。

内面からの塩化物による SCC については、弁、胴板、鏡板等の内面の定期的な目視確認、伝熱管の漏えい試験を実施し、有意な割れがないことを確認している。

塩化物による SCC については、目視確認により検知可能であり、点検手法として適切であるとしている。

(d) 追加保全策の策定

ステンレス鋼の塩化物による SCC については、引き続き目視確認及び漏えい試験を実施していくとしており、高経年化対策の観点から、現状保全項目に追加すべきものはないとしている。

d 低合金鋼の SCC

(a) 経年劣化事象に対する評価対象の抽出

低合金鋼の SCC の対象となる機器として、タービン設備（高圧タービン、低圧タービン、タービン動主給水ポンプ駆動タービン及びタービン動補助給水ポンプタービン）を抽出している。

(b) 健全性の評価

降伏応力の低い低合金鋼を使用しており、SCC に対する感受性が低く、また運転中に発生する応力は SCC が発生する応力よりも低いことから、SCC が発生する可能性は小さいとしている。

(c) 現状保全の評価

定期的に目視確認又は磁粉探傷検査を実施し、有意な割れがないことを確認している。低合金鋼の SCC は、目視確認又は磁粉探傷検査により検知可能であり、点検手法として適切であるとしている。

(d) 追加保全策の策定

低合金鋼の SCC については、引き続き目視確認及び磁粉探傷検査を実施していくとしており、高経年化対策の観点から、現状保全項目に追加すべきものはないとしている。

② 審査結果

a 600 系ニッケル基合金の SCC (PWSCC)

600 系ニッケル基合金の使用部位のうち PWSCC に対する条件が厳しい部位について、施工前検査で異常がないことが確認された上でウォータージェットピーニングが施工されていること、定期的な超音波探傷検査等が行われ、有意な欠陥が検出されていないことを直近の定期検査の要領、記録等より確認した。

以上より、現状保全を継続することで健全性を維持できるとする評価は妥当であると判断した。

b ステンレス鋼の高温水による SCC

蒸気発生器の出入口管台セーフエンドについては、平成 20 年度に取り替えられた蒸気発生器は製作時に冷却材出入口管台セーフエンドに超音波ショットピーニングによる応力緩和措置がとられていること、加圧器計装用管台については、水質管理や毎定期検査時の漏えい試験において異常が認められていないこと、余熱除去系統配管のような高温、高溶存酸素濃度となる部位については、耐 SCC 性が優れている SUS316 系（炭素含有量低減）が使用されていることを確認した。

以上より、現状保全を継続することで健全性を維持できるとする評価は妥当であると判断した。

c ステンレス鋼の塩化物による SCC

外面からの塩化物による SCC については、ステンレス鋼配管及び弁の外面の塩化物付着量が基準値以下に管理されていることを確認した。

内面からの塩化物による SCC については、濃縮減容設備の蒸発器胴板等について、定期的な内面目視点検や漏えい試験において異常が認められていないことを確認した。

以上より、現状保全を継続することで健全性を維持できるとする評価は妥当であると判断した。

d 低合金鋼の SCC

タービン設備（高圧タービンの車軸、低圧タービンの円板、タービン動主給水ポンプ駆動タービンの車軸及びタービン動補助給水ポンプタービンの円板）について、応力集中を緩和した翼溝コーナ部形状の採用や製作時の圧縮応力付加により、運転時の発生応

力は SCC が発生する応力よりも低いレベルとなるように設計されていること、定期的な目視確認において有意な割れが認められていないことを確認した。

以上より、現状保全を継続することで健全性を維持できるとする評価は妥当であると判断した。

以上より、九州電力の行った SCC（IASCC を除く）に係る技術評価は妥当であると判断した。

(2) 長期保守管理方針

九州電力は、SCC に関し、運転を断続的に行う状態において、現状の保全内容に追加すべき項目はないとし、長期保守管理方針を策定していない。

原子力規制庁は、(1)の技術評価結果に照らして、長期保守管理方針を策定しないとすることは妥当であると判断した。

4. 8 配管減肉

配管減肉は、流れ加速型腐食及びエロージョンにより引き起こされる現象である。流れ加速型腐食及びエロージョンは、いずれも配管のエルボ、オリフィス下流部等の内部流体の流れの乱れが生ずる範囲で発生・進展し、流体条件、配管形状等、多くの要因により影響を受ける事象である。

(1) 技術評価結果

① 九州電力の評価内容

a 経年劣化事象に対する評価点の抽出

対象となる機器・部位として、高温水又は二相流体を内包する炭素鋼配管のエルボ部、分岐部、レジューサ部等の流れの乱れが起きる箇所、並びに復水器につながり蒸気、凝縮水が流れる炭素鋼配管及びステンレス鋼配管の高減圧部で流速が大きくなる箇所を抽出している。

b 健全性の評価

配管減肉は、流速、水質、温度、当該部の形状等の使用条件から発生する可能性は推定できるものの、個々の肉厚測定結果による進展評価以外に正確に定量的な予測を行うことは困難であるとしている。

c 現状保全の評価

配管減肉は、超音波厚さ計による肉厚計測により検知可能であり、点検手法として適切である。また、美浜発電所 3 号炉 2 次系配管破損事故（2004 年 8 月）以降は、旧原子力安全・保安院指示文書（平成 20・12・22 原院第 4 号 NISA-163c-08-5）¹⁴や一般社団法人日本機械学会「加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格」（JSME S NG1-2006）（以下「PWR 配管減肉管理規格」という。）に定められた内容に従い、試験対象系統及び部位や試験実施時期等の考え方を反映した「配管肉厚管理要領書」（社内文書）に基づき配管減肉の管理を実施していることから、機器の健全性に影響を与える可能性はないとしている。

d 追加保全策の策定

配管減肉については、引き続き「配管肉厚管理要領書」（社内文書）に基づき、管理を実施していくとしており、高経年化対策の観点から、現状保全項目に追加すべきものはないとしている。

¹⁴ 平成 20 年 8 月 31 日までは平成 17・02・16 原院第 1 号 NISA-163a-05-1、平成 20 年 12 月 31 日までは平成 20・06・23 原院第 6 号 NISA-163c-08-2 により実施

② 審査結果

配管減肉の管理は、「配管肉厚管理要領書」（社内文書）に規定されており、この要領書に、PWR 配管減肉管理規格に規定される全ての対象部位が抽出されていること、トラブル事例等の最新知見が反映されていることを確認した。

流れ加速型腐食による減肉に係る肉厚測定の特検頻度は、余寿命に応じて設定されること、主要部位について第 1 回目の肉厚測定は余寿命が 5 年となる時期までに、また、その後それぞれ 2 回目及び 3 回目の肉厚測定は 5 定期検査以内に、4 回目以降は 10 定期検査以内に実施するとされていること、並びにその他部位の肉厚測定は 10 定期検査以内の頻度で実施するとされていることを確認した。

エロージョンによる減肉に係る肉厚測定の特検頻度は、第 1 回目は供用開始から 10 定期検査以内に、2 回目以降は余寿命に応じて設定するとされていることを確認した。

流れ加速型腐食について、主蒸気系統配管及び主給水系統配管において余寿命が最も短い箇所の配管系統図、肉厚計測結果、余寿命評価結果等を確認した。

エロージョンについて、2 次系ドレン系統配管及び蒸気発生器ブローダウン系統配管において余寿命が最も短い箇所の配管系統図、肉厚計測結果、余寿命評価結果等を確認した。

以上より、九州電力の行った配管減肉に係る技術評価は妥当であると判断した。

(2) 長期保守管理方針

九州電力は、配管減肉に関し、運転を断続的に行う状態において、現状の保全内容に追加すべき項目はないとし、長期保守管理方針を策定していない。

原子力規制庁は、(1)の技術評価結果に照らして、長期保守管理方針を策定しないとすることは妥当であると判断した。

4. 9 その他の経年劣化事象

(1) 技術評価結果

① 九州電力の評価内容

4. 1～4. 8の経年劣化事象以外のもの（以下「その他の経年劣化事象」という。）についても、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し健全性評価を行っている。

評価対象機器・部位において高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出したその他の経年劣化事象については、現状保全として実施している定期的な目視確認等の点検等により劣化傾向を確認しつつ、必要に応じて、補修、取替え及び予防保全を実施することにより健全性を維持できるとしている。

② 審査結果

健全性の評価内容及び現状保全の実績として点検計画、点検の内容、点検記録等により、以下のとおり技術評価の妥当性を確認した。

a 摩耗

対象となる機器には、熱交換器、配管、タービン設備、機械設備及び電源設備に係る機器が抽出されている。

摩耗の発生又は進行速度については、目視確認、寸法確認、渦流探傷検査、漏えい試験又は動作確認により健全性が確認されるとともに、運転開始後 60 年時点の摩耗量の推定の結果、運転開始後 60 年経過前に許容値を超える燃料取替クレーンのロッキングカム及び燃料移送装置の走行駆動装置チェーンについては、定期的な寸法計測及び傾向監視を実施し、許容値を超える前に取替えを実施することとしていることを確認した。

b 腐食（全面腐食、異種金属接触腐食、孔食、隙間腐食、流れ加速型腐食及びエロージョン）

対象となる機器としては、ポンプ、熱交換器、容器、配管、弁、タービン設備、空調設備、機械設備及び電源設備に係る機器が抽出されている。

有意な腐食の発生については、目視確認、寸法確認、浸透探傷検査、渦流探傷検査、超音波探傷検査、漏えい試験又は試運転により健全性が確認されるとともに、必要に応じて補修、取替え等が実施され健全性が維持されていること、また、一部の対象機器について運転開始後 60 年時点の腐食量が推定され、これと腐れ代との比が 1 以下であると評価されていることを確認した。

c 疲労

（a）高サイクル熱疲労割れ

対象となる機器としては、ステンレス鋼配管（余熱除去系統配管）が抽出されてお

り、高サイクル熱疲労割れの要因として、弁グランドリーク型熱成層、高低温水合流型疲労割れ等が想定されている。

弁グランドリーク型熱成層については、定期的な隔離弁の分解点検による弁シート部の隙間管理が実施され、健全性が維持されることを確認した。高低温水合流型疲労割れについては、一般社団法人日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S 017-2003)に基づく疲労評価が実施され、運転開始後 60 年時点の疲れ累積係数が 1 以下であると評価されていること、漏えい確認が実施され健全性が維持されることを確認した。

(b) 高サイクル疲労割れ

対象となる機器としては、熱交換器、機械設備及び電源設備に係る機器が抽出されている。

これらの機器の伝熱管の流力弾性振動による高サイクル疲労割れについては、渦流探傷検査、漏えい試験又は目視確認が実施され、健全性が維持されることを確認した。

(c) フレッチング疲労割れ

対象となる機器としては、ポンプ（充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ）及び熱交換器（蒸気発生器）が抽出されている。

充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプについては、主軸に発生する応力振幅は疲労限を下回ると評価されていること、定期的な超音波探傷検査、機能試験時及びポンプ運転時における振動確認が実施され、健全性が維持されることを確認した。蒸気発生器の伝熱管については、定期的に渦流探傷検査が実施され健全性が維持されることを確認した。

d 粒界腐食割れ

対象となる機器としては、熱交換器（蒸気発生器）が抽出されている。

蒸気発生器の伝熱管については、渦流探傷検査が実施され健全性が維持されることを確認した。

e 照射誘起割れ

対象となる機器としては、原子炉容器内挿物（制御棒クラスタ）が抽出されている。

クラックが発生する可能性があることと評価される中性子照射量に達する時期までに取り替えることとされていること、定期的に全制御棒クラスタの落下試験及び水中テレビカメラによる目視確認が実施され健全性が維持されることを確認した。

f 劣化

対象となる機器としては、配管（配管サポート）、炉内構造物及び機械設備（基礎ボルト及び重機器サポート）が抽出されている。

配管サポート（メカニカルスナバ）のグリスの劣化については、定期的にメカニカルスナバの動作状況の確認が実施され健全性が維持されることを確認した。

炉内構造物（炉心そう）の中性子照射による靱性低下については、亀裂安定性評価が実施され不安定破壊が生じないとされていること、定期的に水中テレビカメラによる目視確認が実施され健全性が維持されることを確認した。

基礎ボルト（ケミカルアンカ）の劣化については、メーカーによる試験により最長 20 年間の屋外暴露後も引き抜き力の低下が認められないこと、巡視点検により支持機能の低下による機器の振動等に異常がないことが確認されていること、並びに知見の拡充のため各種ボルトの引き抜きの機会があれば調査を行うとしていることを確認した。

重機器サポート（原子炉容器炉心近傍部材（サポートリブ））の中性子及びガンマ線照射脆化については、運転開始後 60 年時点の照射脆化評価が実施されており、最低使用温度で地震が発生したとしても健全性が保たれるとされていること、キャビティシール据付時の隙間計測が実施され健全性が維持されていることを確認した。

g 変形

対象となる機器としては、タービン設備（高圧タービン及びタービン動補助給水ポンプ駆動タービン）が抽出されている。

タービン設備の外部車室の変形については、間隙計測及び当たり状況の確認が実施され、健全性が維持されることを確認した。

h はく離

対象となる機器としては、配管（配管サポート）、タービン設備（高圧タービン、低圧タービン及びタービン動主給水ポンプ駆動タービン）が抽出されている。

配管サポートのスライドプレートのテフロンのはく離については、プラント起動時のスライドサポートの動作状況を確認することで、また、高圧タービン、低圧タービン及びタービン動主給水ポンプ駆動タービンの軸受ホワイトメタルのはく離については、定期的に目視確認、浸透探傷検査及び超音波探傷検査を実施することで健全性が維持されることを確認した。

i 異物付着（スケール付着）

対象となる機器としては、熱交換器、空調設備、機械設備及び電源設備に係る機器が抽出されている。

これらの機器の伝熱管のスケール付着については、機器運転時の流体温度、流量等の

監視、目視確認又は渦流探傷検査が実施され健全性が確認されていること、一部の対象機器について定期的な管内面の洗浄等が実施され健全性が維持されていることを確認した。

j 固着

対象となる機器としては、弁（リフト逆止弁）、電気設備（メタクラ及びパワーセンタ）、空調設備（ダンパ）及び電源設備（非常用ディーゼル発電機機関本体及び制御棒駆動装置用電源設備）が抽出されている。

腐食生成物、塵埃、残渣等の堆積又はグリスの固化による動作箇所の固着については、目視確認、動作確認、性能確認又は定期的な注油が実施され健全性が維持されることを確認した。

k 真空度低下

対象となる機器として、電気設備（メタクラ）が抽出されている。

メタクラの真空遮断器の真空バルブの真空度低下については、定期的な真空度測定が実施され健全性が維持されることを確認した。

以上より、九州電力の行ったその他の経年劣化事象に係る技術評価は妥当であると判断した。

(2) 長期保守管理方針

九州電力は、その他の経年劣化事象のうち、高サイクル熱疲労割れに関して、運転を断続的に行う状態において、現状の保全内容に追加すべき項目として、別紙のとおり、以下の長期管理方針を策定している。それ以外の事象に関しては、現状の保全内容に追加すべき項目はないとし、長期保守管理方針を策定していない。

【長期保守管理方針】

余熱除去系統配管（母管）の疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。

【実施期間】

中長期

原子力規制庁は、(1)の技術評価結果に照らして、策定された長期保守管理方針は妥当なものであると判断した。

5. 耐震安全性の評価結果と長期保守管理方針

川内 1 号炉は運転を断続的に行う状態にあることを踏まえ、プラントの機器・構造物に発生しているか又は将来にわたって発生することが否定できない経年劣化事象のうち、顕在化すると機器・構造物の振動応答特性又は構造・強度へ影響を及ぼすことが想定される経年劣化事象を耐震安全上着目すべき経年劣化事象¹⁵として抽出し、今後 30 年間（運転開始後 60 年まで）の経年劣化を想定して、機器・構造物ごとに耐震重要度分類に応じた地震力を用い、一般社団法人日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針」JEAG4601-1987（以下「JEAG4601」という。）等に照らした耐震安全性についての評価内容の審査を行うとともに、その結果に照らして長期保守管理方針の妥当性を審査した。

5. 1 技術評価結果

(1) 耐震安全性の評価対象となる経年劣化事象の抽出

① 九州電力の評価内容

耐震安全性評価に当たっては、技術評価における保全対策等に対する評価結果を取り入れることとしている。技術評価においては、想定される経年劣化事象のうち、以下の経年劣化事象に該当するものについて、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象としている。

- a 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの（ターボポンプ台板の腐食等）
- b 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象（小口径管台の高サイクル疲労割れ等）

耐震安全性評価においては、想定される全ての経年劣化事象のうち、bについては、現在発生しておらず、今後発生の可能性がない又は小さい経年劣化事象であることから、耐震安全性に有意な影響を与えるものではないと判断し、評価の対象外としている。したがって、技術評価で検討された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 a の経年劣化事象を耐震安全性評価の対象とするとしている。

¹⁵ 高経年化技術評価書における「耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象」について、本審査書においては、「耐震安全上着目すべき経年劣化事象」と読み替えることとする。

② 審査結果

九州電力が今後も経年劣化の進展が考えられない又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象を除き、耐震評価の対象となる全ての経年劣化事象を抽出する手順を定め、その手順に基づき経年劣化事象を抽出していることを確認し、耐震評価の対象となる経年劣化事象の抽出結果は妥当であると判断した。

(2) 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出

① 九州電力の評価内容

耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出は、以下の3ステップで実施している。

【ステップ1】

耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象は、技術評価において想定される経年劣化事象のうち、下記に該当するものを抽出する。

(a) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

(b) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象のうち前項(1)でaに分類したもの

【ステップ2】

ステップ1で抽出した耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象のうち、(a)の高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を以下の観点で整理し、アの事象は除外、イの事象についてはステップ3に進む。

ア 現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの又は小さいもの

イ 現在発生しているか又は将来にわたって起こることが否定できないもの

ステップ1で抽出した(b)の高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象は、発生の可能性が否定できない経年劣化事象であり、上記イの事象と同じ内容であることから、ステップ3に進む。

【ステップ3】

ステップ2で抽出された経年劣化事象について、これらの事象が顕在化した場合、代表機器の振動応答特性上又は構造・強度上、影響が「有意」であるか「軽微もしくは無視」できるかを検討し、耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出を行う。

② 審査結果

表 5. 1-1 に前記の九州電力の耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出結果に基づき、原子力規制庁で整理した評価対象の機器・構造物と耐震安全上着目すべき経年劣化事象との関係を示す。表 5. 1-1 から、評価対象の機器・構造物は 15 種類（ポンプ、熱交換器、ポンプ用電動機、容器、配管、弁、炉内構造物、ケーブル、電気設備、タービン設備、コンクリート構造物及び鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備）であり、技術評価における機器・構造物と整合していることを確認した。

また、耐震安全性の評価対象として抽出された経年劣化事象が顕在化した場合、部材断面の減少による剛性低下のように機器・構造物の振動特性に影響を及ぼす経年劣化事象（流れ加速型腐食（減肉）、全面腐食、摩耗）や材料強度の低下のように機器・構造物の構造・強度評価へ影響を及ぼす経年劣化事象（疲労割れ、SCC、IASCC、中性子照射脆化、中性子照射による靱性低下、中性子及びガンマ線照射脆化、熱時効）が、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として表 5. 1-1 に示すように各機器・構造物に対して適切に抽出されていることを確認し、九州電力の耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出結果は妥当であると判断した。

なお、ポンプ用電動機、ケーブル、電気設備、コンクリート構造物及び鉄骨構造物、計測制御設備の 5 種類の機器・構造物に関し、九州電力は、耐震安全上着目すべき経年劣化事象はないとしている。技術評価の結果に基づき、前記イに該当する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象はないこと、あるいは現状保全で管理されている程度の劣化の進行では振動応答特性上又は構造・強度上への影響は軽微もしくは無視できる範囲であることを確認し、これが妥当であると判断した。

表 5.1-1 評価対象の機器・構造物と耐震安全上着目すべき経年劣化事象との関係

機器・構造物	耐震安全上着目すべき経年劣化事象									
	①疲労割れ ¹⁶	②SCC	③IASCC	④中性子照射脆化	⑤中性子照射による靱性低下	⑥中性子及びガンマ線照射脆化	⑦熱時効	⑧流れ加速型腐食(減肉)	⑨全面腐食	⑩摩耗
(1) ポンプ	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—
(2) 熱交換器	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—
(3) ポンプ用電動機 ¹⁷	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
(4) 容器	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—
(5) 配管	○	—	—	—	—	—	○	○	—	—
(6) 弁	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—
(7) 炉内構造物	○	—	○	—	○	—	—	—	—	○
(8) ケーブル ¹⁷	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
(9) 電気設備 ¹⁷	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
(10) タービン設備	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—
(11) コンクリート構造物及び鉄骨構造物 ¹⁷	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
(12) 計測制御設備 ¹⁷	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
(13) 空調設備	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—
(14) 機械設備	○	○	—	—	—	○	—	—	○	○
(15) 電源設備	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—

注) 表中の○は機器・構造物において耐震安全上着目すべき経年劣化事象との組合せを示す。

¹⁶ (5)配管については低サイクル疲労割れと高サイクル熱疲労割れを、その他については低サイクル疲労割れを対象とする。

¹⁷ 耐震安全上着目すべき経年劣化事象なし。

(3) 耐震安全性の評価

① 九州電力の評価内容

a 経年劣化事象ごとの耐震安全性評価

耐震安全上着目すべき経年劣化事象ごとに、耐震安全性に関する詳細評価を実施している。耐震安全性評価は、JEAG4601 等に基づき行われ、評価の基本となる項目は、大別すると以下のとおり分類されるとしている。

- (a) 機器の耐震クラス
- (b) 機器に作用する地震力の算定
- (c) 経年劣化事象のモデル化
- (d) 振動特性解析（地震応答解析）
- (e) 地震荷重と内圧等他の荷重との組合せ
- (f) 許容限界との比較

これらの項目のうち、経年劣化の影響を受けるものとしては、(d) 及び (f) が考えられるが、各経年劣化事象に対してこの手法に従って耐震安全性を評価することとし、耐震安全性評価にあたっての評価用地震力は各設備の耐震クラスに応じて以下のとおり選定している。

耐震 S クラス並びに耐震 S クラスへ波及的影響を及ぼす可能性のある耐震 B クラス及び耐震 C クラス：

- ・基準地震動 S_s により定まる地震力（以下「 S_s 地震力」という。）
- ・弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力（以下「 S_d 地震力」という。）と S クラスの機器・構造物に適用される静的地震力の大きい方

耐震 B クラス：

- ・B クラスの機器・構造物に適用される静的地震力
- ・ S_d 地震力の 2 分の 1（共振のおそれのあるもの）

耐震 C クラス：

- ・C クラスの機器・構造物に適用される静的地震力

なお、基準地震動（ S_s -1、 S_s -2）の最大加速度を表 5.1-2 に示す。

表 5.1-2 基準地震動の最大加速度

基準地震動		最大加速度 (cm/s ²)	
		水平方向	鉛直方向
Ss-1	設計用模擬地震波	540	324
Ss-2	2004 年北海道留萌支庁 南部地震を考慮した地震波	620	320

b 新規制基準適合性に係る審査の反映

新規制基準適合性に係る審査（原子炉設置変更許可（平成 26 年 9 月）及び工事計画認可（平成 27 年 3 月））の内容を、高経年化技術評価における耐震安全性評価に適切に反映しているとしている（表 5.1-3 参照）。

表 5.1-3 新規制基準適合性に係る審査の反映

項目		内容
原子炉設置変更許可の反映	基準地震動	基準地震動 Ss-1 及び基準地震動 Ss-2 に対し、経年劣化事象を考慮した耐震安全性を確認する。
工事計画認可の反映	水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価	工事計画における水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価の評価部位に対し、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象が想定される場合は、経年劣化事象を考慮した水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価を行う。
	制御棒挿入性評価における時刻歴解析手法の適用及び燃料集合体の照射影響の考慮	- 工事計画における制御棒挿入性評価にて適用されている時刻歴解析手法について、経年劣化事象を考慮した制御棒挿入性評価に適用する。 - 燃料集合体の照射の影響により地震に対する応答が変化することから、経年劣化事象を考慮した制御棒挿入性評価においても、燃料集合体の照射の影響を考慮した評価を行う。
	その他工事計画における評価手法等の適用	工事計画にて適用されている評価手法等(FEM モデル、最新知見として得られた減衰定数等)を適切に反映した評価を行う。
	耐震設計上の重要度等の扱い	- 設計基準対象設備において S クラス施設のうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、基準地震動 Ss に対する評価を行う。 - 常設重大事故等対処設備のうち、常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備については、基準地震動 Ss に対する評価を行う。
	重大事故等時の環境評価	工事計画を反映し、通常運転時の経年劣化事象と重大事故等時の環境を考慮した技術評価を実施している事象（原子炉容器の中性子照射脆化、1 次冷却材管の熱時効）については、経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価においても重大事故等時の環境を考慮した評価を行う。

c Ss-1 及び Ss-2 を考慮して評価を実施する機器・経年劣化事象の抽出

Ss-1 と Ss-2 では、水平方向の最大加速度は Ss-2 の方が大きいものの、それぞれの地震動で周波数特性が異なるため、設置場所や設備の固有振動数によっては、作用する荷重が $Ss-2 > Ss-1$ という関係にならない場合があることから、基準地震動により定まる地震力による評価にあたっては、Ss-1 及び Ss-2 の両方を考慮した耐震安全性評価を実施するとしている（表 5.1-2 参照）。

基準地震動により定まる地震力による評価のうち Ss-1 及び Ss-2 を考慮した耐震安全性評価については、Ss-1 に対する評価を行った全ての機器・経年劣化事象の組合せのうち、評価結果が比較的厳しい組合せ（許容値に対する評価値の比率が 0.5 を上回るもの）を評価の対象として抽出し評価を実施するとしている（図 5.1-1 参照）。

なお、許容値に対する評価値の比率が 0.5 を上回るもののうち 0.7 を下回るものについては、Ss-1 のみを考慮した評価結果に Ss-1 に対する Ss-2 の床応答スペクトルの全周期における最大加速度比を乗じた簡易評価を実施するとしている。

抽出された機器・経年劣化事象を表 5.1-4 に示す。

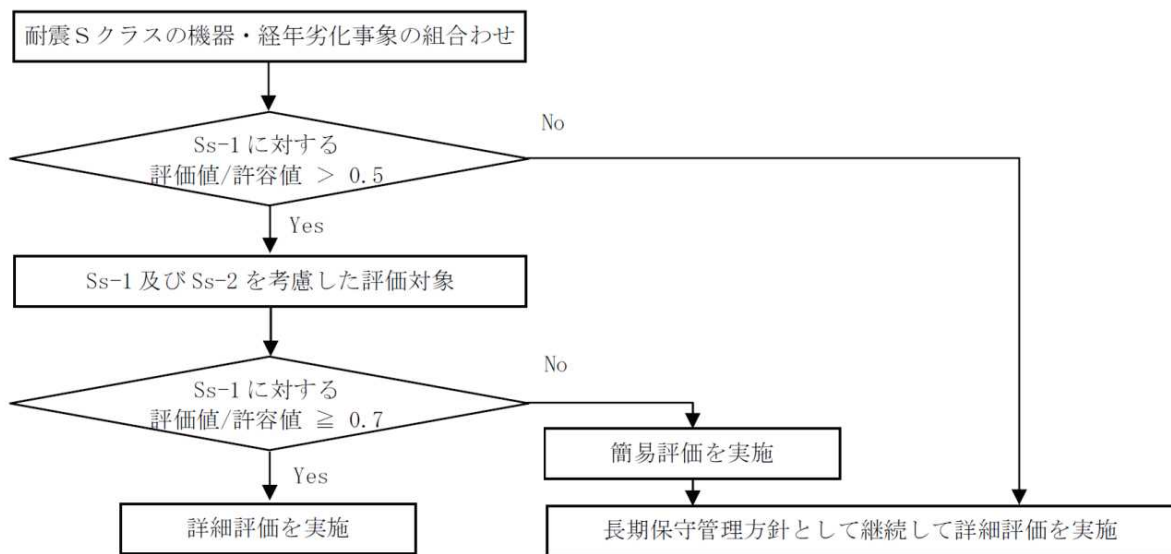


図 5.1-1 Ss-1 及び Ss-2 を考慮した評価フロー

表 5.1-4 Ss-1 及び Ss-2 で評価を実施する機器・経年劣化事象

No.	評価書	対象機器	経年劣化事象
1	容器	主蒸気系統配管貫通部	伸縮継手の疲労割れ
2	配管	主給水系統配管	母管の内面からの腐食 (流れ加速型腐食)
		主蒸気系統配管	母管の内面からの腐食 (流れ加速型腐食)
		蒸気発生器ブローダウン系統配管	母管の内面からの腐食 (流れ加速型腐食)
		配管サポート	ラグとプレートの溶接部等のサポート取付部の疲労割れ
3	炉内構造物	制御棒クラスタ案内管	制御棒クラスタ案内管 (案内板) の摩耗
		バッフルフォーマボルト	バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れ
4	機械設備	制御棒クラスタ	制御棒被覆管の摩耗
		基礎ボルト ・ 原子炉補機冷却水冷却器 ・ 原子炉補機冷却水サージタンク ・ よう素除去薬品タンク ・ 燃料取替用水タンク ・ 復水タンク ・ 主給水系統配管 ・ 中央制御室非常用循環ファン ・ 安全補機室給気ファン ・ 中央制御室空調ユニット ・ 中央制御室非常用循環フィルタユニット ・ 安全補機室給気ユニット ・ 安全補機室排気フィルタユニット ・ アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット ・ 格納容器再循環ユニット ・ 燃料油貯蔵タンク	腐食 (全面腐食)

d 評価結果の整理

九州電力は、前記に基づいて表 5.1-1 に示す 15 種類のうち 10 種類の機器・構造物に対応した耐震安全上着目すべき 9 種類の経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価を行い、評価の対象とした全ての機器・構造物について、発生応力や疲れ累積係数等が許容限界を下回ることを確認したとしている。

評価対象機器ごとに整理した耐震安全性評価結果は表 5.1-5 及び表 5.1-6 のとおりであるが、着目する経年劣化事象によって、事象のモデル化や対応する許容限界が異なることから、以下のとおり、耐震安全上着目すべき経年劣化事象ごとに評価結果を整理した。

(a) 疲労割れ

低サイクル疲労割れについては、運転開始後 60 年までの疲れ累積係数と、地震時の発生応力に基づいて算出した疲れ累積係数の合計値が許容値を下回るとしている。また、配管合流部の高サイクル熱疲労割れについては、保守的に周方向貫通亀裂を想定して亀裂安定性評価を実施し、地震を考慮した亀裂部の発生応力が想定亀裂の安定限界応力を下回るとしている。

低サイクル疲労割れに係る具体的な機器・構造物の代表例として疲れ累積係数が大きい順に示すと、容器（原子炉格納容器伸縮式配管貫通部（主蒸気系統））の 0.964、弁（蓄圧タンク出口第 2 逆止弁）の 0.512 となっている。

(b) SCC

機械設備の SCC については、保守的に半周の貫通亀裂を想定して亀裂安定性評価を実施し、亀裂部の発生応力が想定亀裂の安定限界応力を下回るとしている。

SCC に係る具体的な機器・構造物の代表例として想定亀裂の安定限界応力に対する発生応力の比率を大きい順に示すと、機械設備（B 廃液蒸発装置蒸発器胴板）の 0.58、機械設備（洗浄廃水处理装置蒸発器胴板）の 0.54 となっている。

(c) IASCC

炉内構造物（バッフルフォーマボルト）の IASCC については、運転開始後 60 年までの中性子照射を受けた状態において、保守的に炉心バッフルの支持間隔が最も長くなるよう、最上段と最下段のバッフルフォーマボルトのみが健全な場合を仮定して地震を考慮した応力評価を実施し、バッフルフォーマボルトに生じる発生応力が許容応力を下回るとしている。具体的な許容応力に対する一次応力の比率は 0.11 となっている。

また、同様に最上段と最下段のバッフルフォーマボルトのみが健全な状態を仮定して地震時の制御棒挿入解析を行い、制御棒挿入時間が規定値を下回るとしている。

(d) 中性子照射脆化

容器（原子炉容器本体胴部）の中性子照射による関連温度上昇については、運転開始後 60 年までの中性子照射を受けた状態において、保守的な周方向欠陥を想定し加圧熱衝撃評価を実施した結果、想定欠陥の地震時の応力拡大係数が材料の破壊靱性値を下回るとしている。

(e) 中性子照射による靱性低下

炉内構造物（炉心そう）の中性子照射による靱性低下については、運転開始後 60 年までの中性子照射を受けた状態において、炉心そうの溶接部に欠陥を想定して地震を考慮した亀裂安定性評価を実施し、想定欠陥の応力拡大係数が材料の破壊靱性値を下回るとしている。

(f) 中性子及びガンマ線照射脆化

機械設備（原子炉容器サポートのサポートリブ）の中性子照射脆化については、運転開始後 60 年までの脆化度において、保守的な欠陥を想定した破壊力学評価を実施し、想定欠陥の地震時の応力拡大係数が材料の破壊靱性値を下回るとしている。

(g) 熱時効

配管（1 次冷却材管）の熱時効については、初期亀裂が運転開始後 60 年まで疲労亀裂進展し、保守的に貫通亀裂となったと想定して破壊力学評価を実施し、地震を考慮した想定欠陥の亀裂進展力と材料の亀裂進展抵抗の交点において亀裂進展抵抗の傾きが亀裂進展力の傾きを上回ることから不安定破壊することはないとしている。また、1 次冷却材ポンプケーシングの熱時効については、1 次冷却材管（ホットレグ直管及びコールドレグ直管）の耐震安全性評価で代表することができるとしている。

(h) 流れ加速型腐食（減肉）

流れ加速型腐食（減肉）については、配管（主給水系統配管及び補助蒸気系統配管）の肉厚測定による実測データに基づく応力評価を行い、地震時の最大の発生応力が許容応力を下回るとしている。その他の配管では、保守的に必要最小板厚までの一様減肉を想定した応力評価を実施し、地震時の発生応力が許容応力を下回るとしている。また、熱交換器（原子炉補機冷却水冷却器伝熱管）、空調設備（空調用冷水設備凝縮器伝熱管）、電源設備（非常用ディーゼル発電機機関本体の空気冷却器伝熱管）については、保守的に施栓基準までの一様減肉を仮定して応力評価を実施し、地震時の発生応力が許容応力を下回るとしている。

減肉に係る具体的な機器・構造物の代表例として許容応力に対する一次応力の比率を大きい順に示すと、耐震 C クラスの機器では配管（主蒸気系統配管）の 0.87、配

管（２次系ドレン系統配管）の 0.83 となっている。耐震 S クラスの機器（Ss 地震力）では配管（主蒸気系統配管）の 0.71、配管（蒸気発生器ブローダウン系統配管）の 0.57 となっている。一次＋二次応力が許容応力を超えた機器・構造物に対する疲れ累積係数を大きい順に示すと、配管（主給水系統配管）の 0.991、配管（主蒸気系統配管）の 0.881 となり、いずれも許容値（1.0）を下回るとしている。

（i）全面腐食

全面腐食については、運転開始後 60 年までの腐食量を想定した応力評価を行い、発生応力が許容応力を下回るとしている。具体的な機器・構造物の代表例として許容応力に対する一次応力の比率を示すと、機械設備（中央制御室空調ユニット基礎ボルト）の 0.96、機械設備（後打ちケミカルアンカ）の 0.93 となっている。

なお、工事計画認可を反映した常設重大事故等対処設備及び浸水防護施設の基礎ボルトの許容応力に対する一次応力の比率を示すと、格納容器再循環ユニットの 0.68、取水ピット水位計測制御設備の 0.39 となっている。

（j）摩耗

摩耗については、炉内構造物（制御棒クラスタ案内管（案内板））について保守的に制御棒の被覆管の一部が 100%摩耗し、かつ案内板が最大摩耗に至るまでの過程における最大抗力を用いて挿入時間解析を行い、地震時の挿入時間が規定値を下回るとしている。炉内構造物（炉内計装用シングルチューブ）については、保守的に取替基準に相当する摩耗を想定して地震を考慮した応力評価を行い、発生応力が許容応力を下回るとしている。機械設備（蒸気発生器支持脚ヒンジ摺動部、1 次冷却材ポンプ支持脚ヒンジ摺動部、制御棒クラスタ被覆管）については、運転開始後 60 年までの摩耗量を想定して地震を考慮した応力評価を行い、発生応力が許容応力を下回るとしている。

摩耗に係る具体的な機器・構造物の代表例として許容応力に対する一次応力の比率を大きい順に示すと、機械設備（制御棒クラスタ被覆管）の 0.66、機械設備（蒸気発生器支持脚）の 0.08 となっている。

② 審査結果

表 5.1-3 を踏まえて、耐震重要度が S クラスの機器・構造物について基準地震動 (Ss-1 及び Ss-2) による耐震安全性評価が行われたことを確認した。ここで、Ss-2 による評価は、図 5.1-1 に示すように Ss-1 による評価結果が許容値に対して厳しい機器・経年劣化事象に着目して詳細評価対象が抽出されている。また、詳細評価対象ではない機器・経年劣化事象については、継続して詳細評価を実施していくことが追加保全策として策定され、長期保守管理方針に反映されている。

以上を踏まえた上で、耐震安全性評価に関連する JEAG4601 等に基づき、機器・構造物の耐震重要度分類、機器・構造物に作用する地震力の算定、運転開始後 60 年までの経年劣化事象のモデル化、地震応答解析、地震荷重と内圧等他の荷重との組合せ及び許容限界との比較（一次＋二次応力が許容応力を上回る場合は、疲労解析により算出した地震動による疲れ累積係数が許容値 (1.0) を下回ること）が適切に行われていることを確認した。さらに、耐震安全上着目すべき経年劣化事象である①疲労割れ、②SCC、③IASCC、④中性子照射脆化、⑤中性子照射による靱性低下、⑥中性子及びガンマ線照射脆化、⑦熱時効、⑧流れ加速型腐食（減肉）、⑨全面腐食、⑩摩耗について、応力評価等を実施していること、その結果、発生応力等が許容限界を下回っていることを確認し、経年劣化事象に対する耐震安全性評価は妥当であると判断した。耐震安全性評価についての確認結果のまとめを表 5.1-5 及び表 5.1-6 に示す。

(4) 耐震安全上の現状保全の評価及び追加保全策の策定

① 九州電力の評価内容

耐震安全上の現状保全の評価及び追加保全策の策定に関し、表 5.1-1 に示す機器・経年劣化事象については、運転を今後 30 年間（運転開始後 60 年まで）断続的に行うことを前提として基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 による評価を行った。その結果、地震力による発生応力等は許容限界を超えないことから、炭素鋼配管の流れ加速型腐食（減肉）に関する下記 a の事項以外は耐震安全性の観点から現状保全に追加すべき項目はないとしているが、基準地震動 Ss-2 による評価を実施していない機器・経年劣化事象について下記 b の事項を策定している。

- a 配管減肉において、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管については、今後の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。
なお、設備対策を行った場合は、その内容も反映した耐震安全性評価を実施する。
- b Ss-1 及び Ss-2 を考慮した評価については 5. 1 (2) 項で抽出した機器・構造物と経年劣化事象の組合せについて評価を実施し、問題のないことを確認しているが、その他の機器・構造物と経年劣化事象の組合せについても、長期保守管理方針として継続して評価を実施し問題のないことを確認する。

② 審査結果

表 5.1-5 及び表 5.1-6 に示す機器・構造物について耐震安全上着目すべき経年劣化事象を考慮した発生応力等が許容限界を超えないことを確認し、肉厚測定による実測データに基づき板厚を想定して耐震安全性評価を行った炭素鋼配管（主給水系統配管及び補助蒸気系統配管）以外の機器・構造物については耐震安全性の観点から現状保全に追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。

炭素鋼配管（主給水系統配管及び補助蒸気系統配管）については、現時点の実測データに基づいて予測した板厚を用いた評価（主給水系統配管：40 年時点、補助蒸気系統配管：41 年時点）であることから、肉厚測定による減肉傾向の把握及びデータ蓄積を継続して行い、今後の実測データを反映した耐震安全性評価を実施することは現状保全への追加保全策として妥当と判断した。また、これら配管に対する設備対策を行う場合、その内容を反映した耐震安全性評価を実施することも追加保全策として妥当と判断した。

また、基準地震動 Ss-2 による耐震安全性評価を実施していない機器・経年劣化事象について、継続して評価を実施することも追加保全策として妥当と判断した。

表 5.1-5 耐震安全性評価のまとめ（追加保全の必要がない機器）（1/6）

九州電力の評価							九州電力の評価に対する確認内容		
評価対象機器			耐震安全上着目すべき経年劣化事象		耐震安全性評価				
機器種別	機器名 () は水平展開で抽出の機器	耐震重要度	評価部位	抽出された経年劣化事象	許容限界との比較	追加保全策の抽出	評価対象機器抽出の考え方、耐震安全上着目すべき経年劣化事象及び評価対象機器の経年劣化事象に対する耐震安全性評価等が妥当であることを確認。		
ポンプ	1 次冷却材ポンプ	S	ケーシング	熱時効	1 次冷却材管の評価（亀裂進展力と材料の亀裂進展抵抗の交点において、亀裂進展抵抗の傾きが亀裂進展力の傾きを上回る）に包絡される。	許容限界との比較より耐震安全性が確保されるので、耐震安全性の観点から保全策に追加すべき項目がない。			
			ケーシング脚部、同吐出ノズル、同吸込ノズル	低サイクル疲労割れ	疲れ累積係数が許容値を下回る。				
	余熱除去ポンプ	S	ケーシング						
熱交換器	再生熱交換器、余熱除去冷却器	S	管板	低サイクル疲労割れ	疲れ累積係数が許容値を下回る。			許容限界との比較より耐震安全性が確保されるので、耐震安全性の観点から保全策に追加すべき項目がない。	
	蒸気発生器	S	給水入口管台、管板廻り						
	原子炉補機冷却水冷却器	S	伝熱管						
	（低圧第 1 給水加熱器、同第 2 給水加熱器、同第 3 給水加熱器、同第 4 給水加熱器）	C	胴板	流れ加速型腐食（減肉）	発生応力が許容応力を下回る。				
容器	原子炉容器本体	S	胴部	中性子照射脆化（関連温度上昇）	想定欠陥の応力拡大係数が破壊靱性値を下回る。				許容限界との比較より耐震安全性が確保されるので、耐震安全性の観点から保全策に追加すべき項目がない。
			入口管台、出口管台、ふた管台、空気抜管台、炉内計装筒、炉心支持金物	低サイクル疲労割れ	疲れ累積係数が許容値を下回る。				
	加圧器本体	S	スプレイライン用管台、サージ用管台						
	原子炉格納容器	S	固定式配管貫通部（余熱除去系統端板）						
			伸縮式配管貫通部（主蒸気系統、主給水系統）						

表 5.1-5 耐震安全性評価のまとめ（追加保全の必要がない機器）（2/6）

九州電力の評価							九州電力の評価に対する確認内容
評価対象機器			耐震安全上着目すべき経年劣化事象		耐震安全性評価		
機器種別	機器名 () は水平展開で 抽出の機器	耐震 重要度	評価部位	抽出された経 年劣化事象	許容限界との比較	追加保全策の 抽出	評価対象機器 抽出の考え方、 耐震安全上着 目すべき経年 劣化事象及び 評価対象機器 の経年劣化事 象に対する耐 震安全性評価 等が妥当であ ることを確認。
配管	余熱除去系統配管	S	母管	低サイクル疲労割れ	疲れ累積係数が許容値を下回る。	許容限界との比較より 耐震安全性が確保されるので、耐震安全性の 観点から保全策に追加すべき項目がない。	
			アンカーサポート	低サイクル疲労割れ	発生応力が許容応力を下回る（疲れ累積係数の評価不要）。		
			配管合流部	高サイクル熱疲労割れ	発生応力が想定亀裂の安定限界応力を下回る。		
	主給水系統配管	S	母管	低サイクル疲労割れ	疲れ累積係数が許容値を下回る。		
	主蒸気系統配管	S、C	母管	流れ加速型腐食（減肉）	発生応力が許容応力を下回る。あるいは疲れ累積係数が許容限値を下回る。		
	1次冷却材管	S	母管、管台	熱時効	亀裂進展力と材料の亀裂進展抵抗の交点において、亀裂進展抵抗の傾きが亀裂進展力の傾きを上回る。		
			ホットレグ、クロスオーバーレグ、コールドレグ、加圧器サージ管台、蓄圧タンク注入管台、安全注入管台、充てん管台	低サイクル疲労割れ	疲れ累積係数が許容値を下回る。		
	(1次冷却材系統配管)	S	加圧器サージ配管、同スプレイ配管				

表 5.1-5 耐震安全性評価のまとめ（追加保全の必要がない機器）（3/6）

九州電力の評価							九州電力の評価に対する確認内容
評価対象機器			耐震安全上着目すべき経年劣化事象		耐震安全性評価		
機器種別	機器名 () は水平展開で 抽出の機器	耐震 重要度	評価部位	抽出された経 年劣化事象	許容限界との比較	追加保全策の 抽出	評価対象機器 抽出の考え方、 耐震安全上着 目すべき経年 劣化事象及び 評価対象機器 の経年劣化事 象に対する耐 震安全性評価 等が妥当であ ることを確認。
配管	(蒸気発生器ブロー ダウン系統配管)	S	母管	流れ加速型腐 食(減肉)	発生応力が許容応力を下 回る。あるいは疲れ累積係 数が許容値を下回る。	許容限界との比較より 耐震安全性が確保され るので、耐震安全性の 観点から保全策に追加 すべき項目がない。	
	(低温再熱蒸気系統 配管、 第3抽気系統配管、 第4抽気系統配管、 第6抽気系統配管、 タービンランド蒸 気系統配管、 2次系復水系統配管、 2次系ドレン系統配 管)	C	母管	流れ加速型腐 食(減肉)	発生応力が許容応力を下 回る。		
弁	RHRS 入口隔離弁、 加圧器水位制御弁、 蓄圧タンク出口第2 逆止弁、 加圧器補助スプレイ 逆止弁	S	弁箱	低サイクル疲 労割れ	疲れ累積係数が許容値を下 回る。		

表 5.1-5 耐震安全性評価のまとめ（追加保全の必要がない機器）（4/6）

九州電力の評価							九州電力の評価に対する確認内容
評価対象機器			耐震安全上着目すべき経年劣化事象		耐震安全性評価		
機器種別	機器名 () は水平展開で 抽出の機器	耐震 重要度	評価部位	抽出された経 年劣化事象	許容限界との比較	追加保全策の 抽出	
炉内 構造物	炉心支持構造物	S	上部炉心板、 上部炉心支持柱、 上部炉心支持板、 下部炉心板、 下部炉心支持柱、 下部炉心支持板、 炉心そう	低サイクル疲労割れ	疲れ累積係数が許容値を下回る。	許容限界との比較より耐震安全性が確保されるので、耐震安全性の観点から保全策に追加すべき項目がない。	評価対象機器抽出の考え方、耐震安全上着目すべき経年劣化事象及び評価対象機器の経年劣化事象に対する耐震安全性評価等が妥当であることを確認。
	炉心そう	S	炉心そう	中性子照射による靱性低下	想定欠陥の応力拡大係数が破壊靱性値を下回る。		
	制御棒クラスタ案内管[案内板]	S	制御棒クラスタ案内管[案内板]	摩耗	制御棒挿入時間が規定値を下回る。		
	炉内計装用シンプルチューブ	S	炉内計装用シンプルチューブ	摩耗	発生応力が許容応力を下回る。		
	バッフルフォーマボルト	S	バッフルフォーマボルト	IASCC	発生応力が許容応力を下回る。制御棒挿入時間が規定値を下回る。		
タービン設備	高圧タービン	C	主蒸気入口管	流れ加速型腐食（減肉）	発生応力が許容応力を下回る。		
空調設備	空調用冷水設備	C	凝縮器伝熱管				

表 5.1-5 耐震安全性評価のまとめ（追加保全の必要がない機器）（5/6）

九州電力の評価							九州電力の評価 に対する確 認内容
評価対象機器			耐震安全上着目すべき経年劣化事象		耐震安全性評価		
機器 種別	機器名 () は水平展開で 抽出の機器	耐震 重要度	評価部位	抽出された経 年劣化事象	許容限界との比較	追加保全策の 抽出	評価対象機器 抽出の考え方、 耐震安全上着 目すべき経年 劣化事象及び 評価対象機器 の経年劣化事 象に対する耐 震安全性評価 等が妥当であ ることを確認。
機械 設備	原子炉容器サポート	S	サポートリブ	中性子及びガン マ線照射脆化	想定欠陥の応力拡大係数 が破壊靱性値を下回る。	許容限界との比較より 耐震安全性が確保され るので、耐震安全性の 観点から保全策に追加 すべき項目がない。	
	蒸気発生器支持脚、1 次冷却材ポンプ支持 脚	S	ヒンジ摺動部	摩耗	発生応力が許容応力を下 回る。		
	制御棒クラスタ	S	被覆管	摩耗	発生応力が許容応力を下回 る。制御棒挿入時間が規定 値を下回る。		
	加圧器下部サポート	S	スカート溶接部	低サイクル疲 労割れ	疲れ累積係数が許容値を 下回る。		
	圧力ハウジング	S	ラッチハウジング、 駆動軸ハウジング				
	制御用空気圧縮装置	S	制御用空気だめ、 制御用空気除湿装置除湿 塔	全面腐食	発生応力が許容応力を下回 る。		
	洗浄排水高濃縮装置	B	蒸発器胴板	応力腐食割れ	発生応力が想定亀裂の安 定限界応力を下回る。		
	洗浄排水処理装置	B	蒸発器胴板、加熱器伝熱管				
	(B廃液蒸発装置)	B	蒸発器胴板、加熱器伝熱管				
	基礎ボルト	S、B、C	埋め込み機器基礎ボルト	全面腐食	発生応力が許容応力を下 回る。		
			埋め込み配管用基礎ボル ト				
			後打ちケミカルアンカ				
			後打ちメカニカルアンカ				

表 5.1-5 耐震安全性評価のまとめ（追加保全の必要がない機器）（6/6）

九州電力の評価							九州電力の評 価に対する確 認内容
評価対象機器			耐震安全上着目すべき経年劣化事象		耐震安全性評価		
機器 種別	機器名 () は水平展開で 抽出の機器	耐震 重要度	評価部位	抽出された経 年劣化事象	許容限界との比較	追加保全策の 抽出	
電源 設備	非常用ディーゼル発 電機機関本体	S	空気冷却器伝熱管	流れ加速型腐 食（減肉）	発生応力が許容応力を下 回る。	許容限界との比較より 耐震安全性が確保され るので、耐震安全性の 観点から保全策に追加 すべき項目がない。	評価対象機器 抽出の考え方、 耐震安全上着 目すべき経年 劣化事象及び 評価対象機器 の経年劣化事 象に対する耐 震安全性評価 等が妥当であ ることを確認。

表 5.1-6 耐震安全性評価のまとめ（追加保全の必要がある機器）

九州電力の評価							九州電力の評価に対する確認内容
評価対象機器			耐震安全上着目すべき経年劣化事象		耐震安全性評価		
機器種別	機器名 () は水平展開で 抽出の機器	耐震 重要度	評価部位	抽出された経 年劣化事象	許容限界との比較	追加保全策の 抽出	
配管	主給水系統配管	S、C	母管	流れ加速型腐食（減肉）	発生応力が許容応力を下回る。あるいは疲れ累積係数が許容限值下回る。	配管減肉において肉厚測定による実測データに基づき板厚を想定して耐震安全性評価を行った炭素鋼配管については、今後の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。なお、設備対策を行った場合は、その内容も反映した耐震安全性評価を実施する。	
	補助蒸気系統配管	C	母管	流れ加速型腐食（減肉）	発生応力が許容応力を下回る。		

5. 2 長期保守管理方針

(1) 九州電力の評価内容

運転を断続的に行う状態において、別紙に示すように長期保守管理方針をまとめ、耐震安全性の観点から下記の事項を長期保守管理方針としている。

【長期保守管理方針】

肉厚計測による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管*の腐食（流れ加速型腐食）については、今後の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。なお、設備対策を行った場合は、その内容も反映した耐震安全性評価を実施する。

*：主給水系統配管

補助蒸気系統配管

【実施時期】

中長期（開始は短期）

【長期保守管理方針】

基準地震動 Ss-2 に対する評価*1 が必要な全ての機器・経年劣化事象*2 について、継続して評価を実施する。

*1：弾性設計用地震動 Sd-2 に対する評価も含む。

*2：基準地震動 Ss-1 に対する評価結果から評価が厳しいと考えられる機器・経年劣化事象については、基準地震動 Ss-2 に対する評価を実施し、耐震安全性を確認している。

【実施時期】

短期

(2) 審査結果

原子力規制庁は、5. 1 (4) 項の追加保全策に照らして、上記の長期保守管理方針は妥当であると判断した。

6. 耐津波安全性の評価結果と長期保守管理方針

川内 1 号炉は運転を断続的に行う状態にあることを踏まえ、プラントの浸水防護施設（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備）に属する機器・構造物に発生しているか又は将来にわたって発生することが否定できない経年劣化事象のうち、顕在化すると機器・構造物の構造・強度又は止水性へ影響を及ぼすことが想定される経年劣化事象を耐津波安全上着目すべき経年劣化事象¹⁸として抽出し、今後 30 年間（運転開始後 60 年まで）の経年劣化を想定して、基準津波から機器・構造物の設置位置において求めた入力津波による荷重等を用い、技術基準等に照らした耐津波安全性についての評価内容の審査を行うとともに、その結果に照らして長期保守管理方針の妥当性を審査した。

6. 1 技術評価結果

(1) 耐津波安全性の評価対象となる経年劣化事象の抽出

① 九州電力の評価内容

耐津波安全性評価に当たっては、技術評価における保全対策等に対する評価結果を取り入れることとしている。技術評価においては、想定される経年劣化事象のうち、以下の経年劣化事象に該当するものについて、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象としている。

- a 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- b 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

耐津波安全性評価においては、想定される全ての経年劣化事象のうち、b については、現在発生しておらず、今後発生の可能性がない又は小さい経年劣化事象であることから、耐津波安全性に有意な影響を与えるものではないと判断し、評価の対象外としている。したがって、技術評価で検討された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 a の経年劣化事象を耐津波安全性評価の対象とするとしている。

¹⁸ 高経年化技術評価書における「耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象」について、本審査書においては、「耐津波安全上着目すべき経年劣化事象」と読み替えることとする。

② 審査結果

九州電力が今後も経年劣化の進展が考えられない又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象を除き、耐津波安全性評価の対象となる全ての経年劣化事象を抽出する手順を定め、その手順に基づき経年劣化事象を抽出していることを確認し、耐津波安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出結果は妥当であると判断した。

(2) 耐津波安全上着目すべき経年劣化事象の抽出

① 九州電力の評価内容

耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出は、以下の3ステップで実施している。

【ステップ1】

耐津波安全性評価の対象となる経年劣化事象は、技術評価における想定される経年劣化事象のうち、下記に該当するものを抽出する。

- (a) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象
- (b) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 a
(前項(1)で a に分類したもの)

【ステップ2】

ステップ1で抽出した耐津波安全性評価の対象となる経年劣化事象のうち、(a)の高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を以下の観点で整理し、アの事象は除外、イの事象についてはステップ3に進む。

- ア 現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの又は小さいもの
- イ 現在発生しているか又は将来にわたって起こることが否定できないもの

ステップ1で抽出した(b)の高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象は、発生の可能性が否定できない経年劣化事象であり、上記イの事象と同じ内容であることから、ステップ3に進む。

【ステップ3】

ステップ2で抽出された経年劣化事象について、これらの事象が顕在化した場合、構造・強度上及び止水性上、影響が「有意」であるか「軽微もしくは無視」できるかを検討し、耐津波安全上着目すべき経年劣化事象の抽出を行う。

② 審査結果

表 6. 1-1 に前記の九州電力の浸水防護施設に属する機器・構造物の耐津波安全上着目すべき経年劣化事象の抽出結果に基づき、原子力規制庁で整理した評価対象の機器・構造物と耐津波安全上着目すべき経年劣化事象との関係を示す。同表から、評価対象の機器・構造物は3種類（コンクリート構造物及び鉄骨構造物、リフト逆止弁、プロセス計測制御設備¹⁹）であり、技術評価における機器・構造物と整合していることを確認した。

これらの3種類の機器・構造物に関し、九州電力は、前記イに該当する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象は、取水ピット水位計測制御設備の基礎ボルトの腐食（全面腐食）としており、これが妥当であると判断した。

なお、海水ポンプエリア防護壁、貯留堰、海水ポンプエリア水密扉、原子炉補助建屋水密扉の止水性に係る部材（水密ゴム）は、現状保全で定期取替品として（取替頻度は施設、設備ごとに設定）管理されることを確認した。

表 6. 1-1 評価対象の機器・構造物と耐津波安全上着目すべき経年劣化事象の抽出

機器・構造物		経年劣化事象	浸水防護施設の区分
		腐食（全面腐食）	
コンクリート構造物 及び鉄骨構造物	海水ポンプエリア防護壁	—	津波防護施設
	貯留堰	—	
	海水ポンプエリア水密扉	—	浸水防止設備
	原子炉補助建屋水密扉	—	
リフト逆止弁	海水ポンプエリア床ドレンライン逆止弁	—	
	中間建屋床ドレンライン逆止弁	—	
プロセス計測制御設備	取水ピット水位計制御設備	○	津波監視設備

○：耐津波安全上着目すべき経年劣化事象

—：経年劣化事象が想定されないもの及び今後も発生の可能性がないもの又は小さいもの

¹⁹ 基礎ボルトの腐食は、耐震安全上着目すべき経年劣化事象との関係（表 5. 1-1）では評価対象の機器・構造物の種類に関わらず機械設備に区分しているが、耐津波安全上着目すべき経年劣化事象との関係では各機器・構造物に区分するものとする。

(3) 耐津波安全性の評価

① 九州電力の評価内容

前項で整理された耐津波安全性評価上着目すべき経年劣化事象ごとに、基準津波を考慮した耐津波安全性に関する評価を実施している。

なお、基準津波による最大水位変動量を表 6.1-2 に示す。

表 6.1-2 基準津波による最大水位変動量

津波波源	取水口位置での最大水位変動量 (初期潮位：T. P. ±0.00mm)	
	上昇側 (m)	下降側 (m)
プレート間地震 (琉球海溝 (Mw9.1))	3.52	-3.80

九州電力は、取水ピット水位計の基礎ボルトの腐食量を想定した耐津波安全性評価（津波（波力）等を考慮した強度評価）を実施し、許容応力に対する一次応力の比率が最大で 0.34 になっている。

② 審査結果

表 6.1-1 に示す機器・構造物について耐津波安全上着目すべき経年劣化事象が適切に抽出された上で、機器・構造物に作用する波力等の算定、運転開始後 60 年までの経年劣化事象のモデル化、波力等に対する強度解析及び許容限界との比較が適切に行われていることを確認した。さらに耐津波安全上着目すべき事象である全面腐食について応力評価を実施した結果、発生応力が許容応力を下回っていることを確認し、経年劣化事象に対する耐津波安全性評価は妥当であると判断した。

(4) 耐津波安全上の現状保全の評価及び追加保全策の策定

① 九州電力の評価内容

耐津波安全上の現状保全の評価及び追加保全策の策定に関し、耐津波安全性の観点から現状保全に追加すべき項目はないとしている。

② 審査結果

6.1(3)の評価に基づき、耐津波安全性の観点から現状保全に追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。

6. 2 長期保守管理方針

九州電力は、運転を断続的に行う状態において、現状の保全内容に対し追加すべき項目はないとし、長期保守管理方針を策定していない。

原子力規制庁は、6. 1 (4) 項の追加保全策に照らして、長期保守管理方針を策定しないとすることは妥当であると判断した。

7. 冷温停止状態維持評価

7. 1 経年劣化の技術評価結果と長期保守管理方針

冷温停止状態の維持においても進展すると考えられる経年劣化事象についての評価内容の審査を行うとともに、その結果に照らして長期保守管理方針の妥当性を審査した。

(1) 技術評価結果

① 九州電力の評価内容

運転を断続的に行う状態に比べて劣化の発生・進展が厳しくなることが想定される対象機器及びその経年劣化事象を抽出し、それらについて、冷温停止状態の維持を踏まえた評価を行った結果、現状の保全内容に、高経年化対策の観点から追加すべきものはないとしている。評価対象機器及び経年劣化事象を表 7.1-1 に示す。

表 7.1-1 冷温停止状態において断続的運転状態よりも運転条件が厳しくなる
機器及びその経年劣化事象

対象機器	経年劣化事象
充てん／高圧注入ポンプ	フレットィング疲労割れ
余熱除去ポンプ	フレットィング疲労割れ
余熱除去冷却器	摩耗及び高サイクル疲労割れ
余熱除去ポンプ用電動機	固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下

② 審査結果

a フレットィング疲労割れ

充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプについて、それぞれのポンプの運転モードの流量、主軸に発生する曲げ応力振幅及び疲労限を確認し、冷温停止状態の維持を前提としたミニフロー運転時の曲げ応力振幅が疲労限に対して、それぞれ約 10/13 及び約 5/8 であり、曲げ応力振幅は疲労限を下回ると評価されていること、並びに定期的な超音波探傷検査、機能試験時及びポンプ運転時における振動確認が実施され、健全性が維持されることを確認した。

b 摩耗及び高サイクル疲労割れ

余熱除去冷却器の伝熱管について、冷温停止状態を維持する場合は運転時間が運転を断続的に行う場合に比べて長くなるが、胴側流体の流速は運転を断続的に行う場合と変わらず、余熱除去冷却器の固有振動数はカルマン渦励起振動数より大きいためにカルマン渦と共振することはないことを確認した。また、有効流速は自励振動有効流速より小

さいため流力弾性振動は生じないと評価されていること及び定期的に漏えい試験が実施され、健全性が維持されることを確認した。

c 固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下

余熱除去ポンプ用電動機について、冷温停止状態を維持する場合は運転時間が運転を断続的に行う場合に比べて長くなるが、余熱除去ポンプ用電動機の点検頻度及び点検内容は、連続運転を行っている海水ポンプ用電動機と同一であることを点検計画により確認した。したがって、現状保全を継続することで健全性が維持されることを確認した。

以上より、九州電力の行った冷温停止状態維持評価は妥当であると判断した。

(2) 長期保守管理方針

九州電力は、冷温停止状態の維持において、現状の保全内容に追加すべき項目はないとし、長期保守管理方針を策定していない。

原子力規制庁は、(1)の技術評価結果に照らして、長期保守管理方針を策定しないとすることは妥当であると判断した。

7. 2 耐震安全性の評価結果と長期保守管理方針

冷温停止状態が維持されることを前提とした場合に対象となる耐震安全上着目すべき経年劣化事象が整理・評価されているか審査を行うとともに、その結果に照らして長期保守管理方針の妥当性を審査した。

7. 2. 1 技術評価結果

(1) 耐震安全性の評価

① 九州電力の評価内容

a 冷温停止状態が維持されることを前提とした評価における劣化評価期間

冷温停止状態が維持されることを前提とした評価における劣化評価期間は、以下のとおりとしている（表 7.2-1）。

(a) 冷温停止状態において発生・進展しない事象（低サイクル疲労割れ等）

想定が必要な期間は至近のプラント停止（2011 年 5 月）までとなるが、保守的に運転開始後 60 年までを評価期間とする。

(b) 冷温停止状態において発生・進展の可能性が想定される事象（全面腐食等）

想定が必要な期間は運転開始後 40 年までとなるが、保守的に運転開始後 60 年までを評価期間とする。

表7.2-1 冷温停止状態が維持されることを前提とした評価における劣化評価期間

	主な経年劣化事象	主な機器	想定が必要な期間	劣化評価期間	2011年 5月 ▽	運転後 30年 ▽	運転後 40年 ▽	運転後 60年 ▽
冷温停止 状態で 発生・進展 無し	低サイクル疲労割れ、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ、熱時効、流れ加速型腐食	原子炉容器、炉内構造物、1次冷却材管、炭素鋼配管	2011年 5月 まで	運転 開始後 60年 まで				
冷温停止 状態で 発生・進展 可能性 有り	全面腐食、フレッシング疲労割れ、摩耗、高サイクル疲労割れ、応力腐食割れ、絶縁低下	基礎ボルト、ポンプ、熱交換器、電動機 等	運転 開始後 40年 まで	運転 開始後 60年 まで				

: 想定が必要な期間
 : 劣化評価期間

b 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出

技術評価における冷温停止状態が維持されることを前提とした評価の結果から、冷温停止状態が維持されることを前提とした場合において、発生・進展が運転を断続的に行うことを前提とした場合より厳しくなることが想定される経年劣化事象は以下のとおりであり、その他の経年劣化事象については運転を断続的に行うことを前提とした場合より厳しくなることが想定される経年劣化事象はなかったとしている。

(a) 主軸のフレット疲労割れ [充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ]

(b) 伝熱管の摩耗及び高サイクル疲労割れ [余熱除去冷却器]

(c) 固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下 [余熱除去ポンプ用電動機]

これらの経年劣化事象は耐震安全性評価対象外であることから、冷温停止状態が維持されることを前提とした評価において、発生・進展が運転を断続的に行うことを前提とした場合より厳しくなることが想定される経年劣化事象に対して、耐震安全上着目すべき経年劣化事象は抽出されなかったとしている。

c 評価結果の整理

九州電力は、上記 b 項において耐震安全上着目すべき経年劣化事象は抽出されなかったことから、冷温停止状態が維持されることを前提とした耐震安全性評価は、運転を断続的に行うことを前提とした耐震安全性評価に包絡されるとしている。

また、運転を断続的に行うことを前提とした場合において耐震安全性評価上問題ないことが確認されていることから、冷温停止状態が維持されることを前提とした場合においても、耐震安全性評価上問題ないとしている。

② 審査結果

九州電力が、技術評価での検討結果の整理に基づき耐震評価の対象となる経年劣化事象を抽出していることを確認し、耐震安全上着目すべき経年劣化事象は抽出されないとすることは妥当であると判断した。

また、耐震安全上着目すべき経年劣化事象は抽出されず、冷温停止状態が維持されることを前提とした耐震安全性評価は、運転を断続的に行うことを前提とした耐震安全性評価に包絡されることから、耐震安全性評価上問題ないとした結果は妥当であると判断した。

(2) 耐震安全上の現状保全の評価及び追加保全策の策定

① 九州電力の評価内容

九州電力は、冷温停止状態が維持されることを前提とした耐震安全性評価の結果が、運転を断続的に行うことを前提とした耐震安全性評価の結果に包絡されることから、現状の保全内容に対し、追加すべき項目はないとしている。

② 審査結果

耐震安全上の現状保全の評価及び追加保全策の策定に関し、追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。

7. 2. 2 長期保守管理方針

九州電力は、冷温停止状態の維持において、現状の保全内容に追加すべき項目はないとし、長期保守管理方針を策定していない。

原子力規制庁は、7. 2. 1 (2) 項の追加保全策に照らして、長期保守管理方針を策定しないとすることは妥当であると判断した。

7. 3 耐津波安全性の評価結果と長期保守管理方針

冷温停止状態が維持されることを前提とした場合に対象となる耐津波安全上着目すべき経年劣化事象が整理・評価されているか審査を行うとともに、その結果に照らして長期保守管理方針の妥当性を審査した。

7. 3. 1 技術評価結果

(1) 耐津波安全性の評価

① 九州電力の評価内容

a 耐津波安全上着目すべき経年劣化事象の抽出

技術評価における冷温停止状態が維持されることを前提とした評価の結果から、冷温停止状態が維持されることを前提とした場合において、発生・進展が運転を断続的に行うことを前提とした場合より厳しくなることが想定される経年劣化事象は以下のとおりであり、その他の経年劣化事象については運転を断続的に行うことを前提とした場合より厳しくなることが想定される経年劣化事象はなかったとしている。

(a) 主軸のフレッティング疲労割れ [充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ]

(b) 伝熱管の摩耗及び高サイクル疲労割れ [余熱除去冷却器]

(c) 固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下 [余熱除去ポンプ用電動機]

これらの経年劣化事象は、浸水防護施設に想定される経年劣化事象ではないことから、冷温停止状態が維持されることを前提とした評価において、発生・進展が運転を断続的に行うことを前提とした場合より厳しくなることが想定される経年劣化事象に対して、耐津波安全上着目すべき経年劣化事象は抽出されなかったとしている。

b 評価結果の整理

九州電力は、上記 a 項において耐津波安全上着目すべき経年劣化事象は抽出されなかったことから、冷温停止状態が維持されることを前提とした耐津波安全性評価は、運転を断続的に行うことを前提とした耐津波安全性評価に包絡されるとしている。

また、運転を断続的に行うことを前提とした場合において耐津波安全性評価上問題ないことが確認されていることから、冷温停止状態が維持されることを前提とした場合においても、耐津波安全性評価上問題ないとしている。

② 審査結果

九州電力が、技術評価での検討結果の整理に基づき耐津波安全性評価の対象となる経年劣化事象を抽出していることを確認し、浸水防護施設に想定される耐津波安全上着目すべき経年劣化事象は抽出されないとするのは妥当であると判断した。

また、耐津波安全上着目すべき経年劣化事象は抽出されず、冷温停止状態が維持されることを前提とした耐津波安全性評価は、運転を断続的に行うことを前提とした耐津波安全

性評価に包絡されることから、耐津波安全性評価上問題ないとした結果は妥当であると判断した。

(2) 耐津波安全上の現状保全の評価及び追加保全策の策定

① 九州電力の評価内容

九州電力は、冷温停止状態が維持されることを前提とした耐津波安全性評価の結果が、運転を断続的に行うことを前提とした耐津波安全性評価の結果に包絡されることから、現状の保全内容に対し、追加すべき項目はないとしている。

② 審査結果

耐津波安全上の現状保全の評価及び追加保全策の策定に関し、追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。

7. 3. 2 長期保守管理方針

九州電力は、冷温停止状態の維持において、現状の保全内容に追加すべき項目はないとし、長期保守管理方針を策定していない。

原子力規制庁は、7. 3. 1 (2) 項の追加保全策に照らして、長期保守管理方針を策定しないとすることは妥当であると判断した。

長期保守管理方針

No	保守管理の項目	実施時期※
1	原子炉容器の胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、精度向上が図られた脆化予測式に基づく評価を実施する。	中長期
2	1 次冷却材ポンプ（ケーシング）等*の疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。 *：1 次冷却材ポンプ（ケーシング） 余熱除去ポンプ（ケーシング（ケーシングカバー含む）） 再生熱交換器（管板） 余熱除去冷却器（管板） 蒸気発生器（管板及び給水入口管台） 原子炉容器（入口管台、出口管台、ふた管台、空気抜管台、炉内計装筒、上部ふた、上部胴フランジ、下部胴・トランジションリング・下部鏡板接続部、炉心支持金物、スタッドボルト） 加圧器本体（スプレイライン用管台、サージ用管台） 余熱除去出口配管貫通部（固定式配管貫通部）（端板） 主蒸気管貫通部及び主給水管貫通部（伸縮式配管貫通部）（伸縮継手） 余熱除去系統配管（母管） 1 次冷却材系統配管（母管） 主給水系統配管（母管） 1 次冷却材管（母管及び管台） 余熱除去系統仕切弁（弁箱） 化学体積制御系統玉形弁（弁箱） 安全注入系統スイング逆止弁（弁箱） 化学体積制御系統リフト逆止弁（弁箱） 炉内構造物（炉心支持構造物） 高圧タービン（内部車室） 低圧タービン（内部車室） タービン動補助給水ポンプタービン（ケーシング、ケーシングカバー、ダイヤフラム） 加圧器サポート（加圧器スカート溶接部） 制御棒クラスタ駆動装置（圧力ハウジング（ラッチハウジング及び駆動軸ハウジング））	中長期

No	保守管理の項目	実施時期※
3	肉厚計測による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管*の腐食（流れ加速型腐食）については、今後の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。なお、設備対策を行った場合は、その内容も反映した耐震安全性評価を実施する。 *：主給水系統配管 補助蒸気系統配管	中長期 (開始は短期)
4	基準地震動 Ss-2 に対する評価*1 が必要な全ての機器・経年劣化事象*2 について、継続して評価を実施する。 *1：弾性設計用地震動 Sd-2 に対する評価も含む。 *2：基準地震動 Ss-1 に対する評価結果から評価が厳しいと考えられる機器・経年劣化事象については、基準地震動 Ss-2 に対する評価を実施し、耐震安全性を確認している。	短期

※：実施時期における、短期とは、平成 26 年 7 月 4 日からの 5 年間、中長期とは、平成 26 年 7 月 4 日からの 10 年間をいう。

別添 2

(案)

番 号
年 月 日

九州電力株式会社

代表取締役社長 瓜生 道明 宛て

原子力規制委員会

九州電力株式会社川内原子力発電所の原子炉施設保安規定の変更認可について

平成 25 年 12 月 18 日付け発本原第 184 号（平成 27 年 7 月 3 日付け発本原第 84 号及び平成 27 年 7 月 30 日付け発本原第 102 号により一部補正）をもって申請のありました上記の件については、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 43 条の 3 の 24 第 1 項の規定に基づき、認可します。